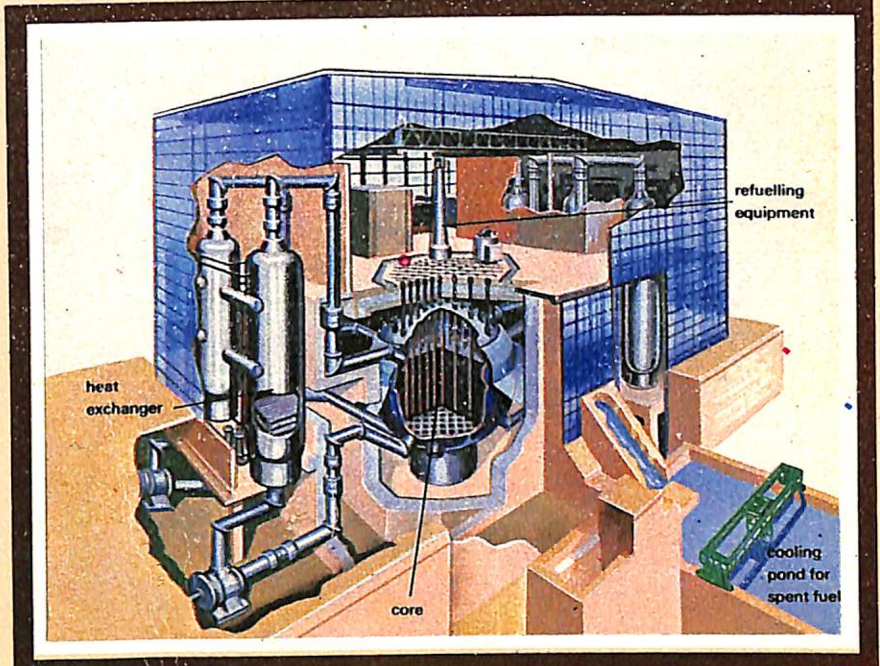
٦٢١٫٤٨٣١
٣١٧٥ د

دليل المفاعلات النووية



ترجمة

الدكتور
حمزة خضير الدجيلي

الدكتور
صالح مجيد الخفاجي



منشورات منظمة الطاقة الذرية العراقية

من لايفهم لغة العصر يفقد صلته بالعالم المعاصر وايقاعاته الفكرية

الرئيس القائد
صدام حسين

هدية للمكتبة المركزية
هيئة الطاقة
الذرية العراقية

دليل المفاعلات النووية

ترجمة

الدكتور
حمزة خضير الدجيلي

الدكتور
صالح مجيد الخفاجي

منشورات منظمة الطاقة الذرية العراقية

IRAQI ATOMIC ENERGY COMMISSION
INFORMATION CENTER
TECHNICAL LIBRARY

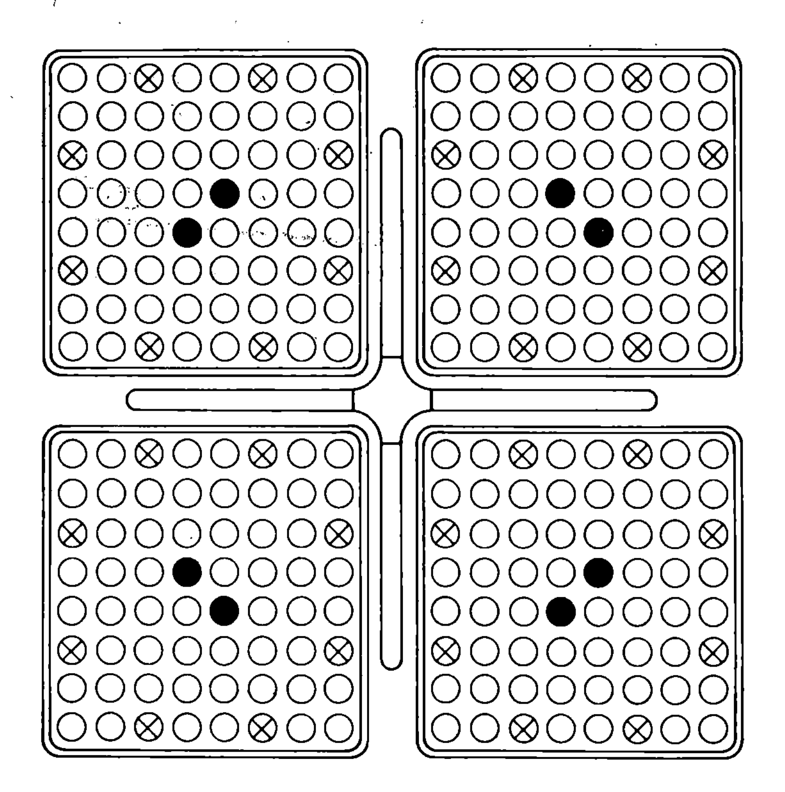
حسن يوسف اللوشي

منظمة الطاقة الذرية العربية
مركز المعلومات
المكتبة الفنية
رقم المادة 32948
التاريخ ٣١ / ٨ / ١٩٩٩

متاح للتحميل ضمن مجموعة كبيرة من المطبوعات من صفحة
مكتبتي الخاصة
على موقع ارشيف الانترنت
الرابط
https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

A Guidebook to Nuclear Reactors

ANTHONY V. NERO, JR.



UNIVERSITY OF CALIFORNIA PRESS

BERKELEY / LOS ANGELES / LONDON

٥ـ دليل المفاعلات النووية

متاح للتحميل ضمن مجموعة كبيرة من المطبوعات من صفحة

مكتبتي الخاصة

على موقع ارشيف الانترنت

الرابط

https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

المقــدمة

تعتبر القدرة النووية في وقتنا الحاضر وفي المستقبل، وعلى نطاق تجاري، احد المصادر الرئيسية للطاقة في العالم.

يعتمد توليد القدرة الكهربائية نوويا على اساس الطاقة الحرارية المتحررة نتيجة للانشطارات النووية الحاصلة في الوقود النووي عند توفر الكتلة الحرجة لغرض استمرار الانشطارات النووية المتسلسلة.

لقد صممت مفاعلات نووية لتوليد القدرة الكهربائية وقد بنيت واستثمرت العديد منها الا ان الشائع تجاريا يشمل مفاعلات الماء المضغوط (PWR) ومفاعلات الماء المغلي (BWR) والتي تستخدم الوقود النووي المخصب بنسب معينة من المادة الانشطارية اليورانيوم ـ٢٣٥.

ان ترجمتنا كتاب دليل المفاعلات النووية من اللغة الانكليزية الى العربية هو مساهمة متواضعة لخدمة المكتبة العربية في مجال العلوم النووية وبالاخص موضوع المفاعلات النووية.

يغطي هذا الكتاب موضوع المفاعلات النووية تصميما وبناءاً واستثماراً بصورة وصفية دقيقة وكذلك منظومات المفاعل المتعلقة لكل نوع من انواع مفاعلات القدرة النووية التجارية بالاضافة الى توضيح الفروقات الجوهرية بين دورة وقود اليورانيوم ـ البلوتونيوم ودورة وقود الثوريوم ـ اليورانيوم معززا بالمعلومات المجدولة والرسومات التوضيحية فيما يخص مكونات وكيفية استثمار هذه المفاعلات.

يتكون كتاب دليل المفاعلات النووية من اربعة اقسام تغطي خمسة عشر فصلا بالاضافة الى ستة ملاحق تعالج بعض الجوانب العلمية والفنية للمفاعلات النووية.

يتضمن القسم الاول مقدمة عامة لبعض الجوانب الاساسية التصميمية للمفاعلات النووية ومنظومات المفاعلات، اما القسم الثاني فيتضمن وصفا للمفاعلات المتوفرة تجاريا كمفاعلات الماء الخفيف ومفاعلات الماء الثقيل والمفاعلات المبردة بالغاز وكيفية التعامل معها فيما يخص المنظومات الاساسية وسلامة التصميم والخصائص التشغيلية لكل نوع منها. في القسم الثالث عولجت الامور المتعلقة بمصادر الوقود النووي وعملية استثمارها في المفاعلات النووية وكذلك معاملة الوقود النووي. وموضوع التعامل مع النفايات النووية بالاضافة الى عملية الربط بين الوقود وموضوع الاسلحة النووية ـ اما القسم الرابع فقد كرس الوصف مفاعلات متقدمة لمفاعلات التوليد المصممة بصورة رئيسية لانتاج وقود نووي اكثر من الذي تستهلكه، كذلك تضمن موضوع تحديث انواع المفاعلات الحالية من حيث زيادة الكفاءة.

ختاما، لايسعنا الا ان نتقدم بوافر شكرنا الى لجنة تعضيد التأليف والترجمة في منظمة الطاقة الذرية العراقية رئيساً واعضاءاً لدعمهم المتواصل واتاحة الفرصة لنا لتقديم هذه المساهمة المتواضعة.

في الوقت نفسه نرجو من القارىء الكريم ان يزودنا بأية ملاحظة تساعد في تقويم هذا الكتاب؛ نرجو ان نكون قد وفقنا في تقديم هذه الخدمة والله الموفق.

المترجمـــان

المحتويات

المقدمة

القسم الاول

مقدمة عامة عن المفاعلات النووية

١ . الجوانب الاساسية لتصميم المفاعل

التفاعل النووي المتسلسل

تبريد القلب وتحول الطاقة

السيطرة على المفاعلية

جوانب الحالات الطارئة وحاوية المفاعل

٢ . التفاعل البيئي العام

العوامل الداخلة ـ الخارجة

خصائص انواع المفاعل السائدة

المرونة التشغيلية

استثمار الطاقة في منظومة المفاعل

الاقتصاد والناحية العملية

٣ . الانبعاثات الصادرة عن محطات القدرة النووية

مستودع النشاط الاشعاعي

التأثيرات الاشعاعية ومقاييس الطب الاشعاعي

المتدفقات النموذجية من محطات القدرة النووية

حصر التعرضات الاشعاعية اصغر مايمكن انجازه بصورة معقولة

توازن دورة الوقود

٤ . القابلية الكامنة للحوادث النووية

التصميم المتعلق بالسلامة

مسببات الحادثة المفاجئة : كسور الانانبيب، الهزات الارضية، والناس

مراجعة السلامة وتأمين النوعية

تخمين الخطورة

القسم الثاني

المفاعلات النووية التجارية

٥ . مفاعلات الماء المضغوط

منظومة مفاعل الماء المضغوط الاساسية

المنظومات المساعده

حسابوسف اللويشي

منظومة السلامة
النيوترونية. استخدام الوقود، وتشغيل المفاعل

٦. مفاعلات الماء المغلي
منظومة مفاعل الماء المغلي الاساسية
المنظومات المساعده
منظومة السلامة
النيوترونية، استخدام الوقود، وتشغيل المفاعل

٧. مفاعلات الماء الثقيل
منظومة مفاعل الماء الثقيل الاساسية
المنظمومة المساعدة
منظومة السلامة
النيوترونية، استخدام الوقود، واشتغال المفاعل

٨. المفاعلات الحرارية المبردة بالغاز
المنظومة الاساسية لمفاعل درجة الحرارة العالية المبردة بالغاز
المنظومات المساعدة
منظومة السلامة
النيوترونية، استخدام الوقود، واستغلال المفاعل

القسم الثالث
مصادر اليورانيوم، دورات الوقود المتطورة، والمواد النووية

٩. مصادر اليورانيوم وتنامي استخدام القدرة النووية
مصادر احتياطي الوقود النووي
التوسع النووي والطلب على اليورانيوم
المنظور المتغير

١٠. استثمار اليورانيوم في المفاعلات المتطورة
مفاعلات التوليد السريعة
المفاعلات الحرارية العالية التحويل
الطلب على اليورانيوم بوجود المفاعلات المتطورة

١١. معاملة الوقود النووي
دورات الوقود للمفاعلات المبردة بالماء
المفاعلات المتطورة وتكرير الوقود
معاملة وردم النفايات المشعة
تكنولوجيا التخصيب

١٢ . جوانب التسليح
الامم، العصابات، والانتشار النووي
دورة الوقود البسيطة
المراكز العالمية وتقليل النقاوة
الطرق البديلة للتسليح النووي

القسم الرابع
منظومات المفاعل المتطورة : مفاعلات التوليد، المفاعلات القريبة من حدود التوليد وغيرها.
١٣ . مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة ومثيلاتها.
مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة **LMFBR**
مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالغاز.

١٤ . المفاعلات الحرارية المتطورة : اقتصادية دورة وقود اليورانيوم ـ الثوريوم
اقتصادية النيوترونات للمفاعلات الحرارية
وقود الثوريوم في مفاعلات الماء الخفيف
مفاعلات التوليد المبردة بالماء الخفيف
مفاعلات الماء الثقيل المتطورة
مفاعلات التحويل العالي المبردة بالغاز
مفاعلات التوليد التي تستخدم الاملاح المنصهرة
١٥ . الاندماج النووي ـ المعجلات ـ المفاعلات الاندماجية والانشطارية الهجينة.
الاندماج النووي
المفاعلات الانداماجية والانشطارية الهجينة
المولدات التي تستخدم المعجلات
التطلعات المنظورة.

مادة مرجعية

الملاحق

أ. الوحدات والاختصارات
ب. التفاعلات، المقاطع العرضية، والتهدئة
جـ. مواصفات وخصائص الوقود النووي.
د. التبريد والكفاءة الحرارية
هـ. الحالة الحرجة والسيطرة عليها
و. دورة الوقود النووي
المصطلحات والتعاريف

القسم الاول

المقدمة العامة الى المفاعلات النووية

ان محطات القدرة النووية في الولايات المتحدة الامريكية بلغت حاليا العدد الكافي لانتاج الجزء الملحوظ من القدرة الكهربائية الكلية. ان الغرض الرئيسي من هذا الكتاب هو ان نتفحص نماذج المفاعلات التي تستخدم لتوليد القدرة تجاريا. ومع ذلك وقبل معالجة اي تصاميم معينة، فأنه من المفيد ان نقدم بعض الاعتبارات الرئيسية التي تؤكد تصميم محطة القدرة النووية. يتضمن الكتاب اربعة فصول تمهيدية تعالج الجوانب الرئيسية لتصميم المفاعل، كخصائص المفاعلات الداخلة ـ الخارجة الانبعاثات الصادرة عن محطات القدرة النووية، واحتمال الحوادث النووية ـ ان هذه الفصول تشكل المدخل الى المحطات النووية وكذلك تسلط الضوء على بعض الافكار التي ستكون مفيدة في مناقشة بعض نماذج المفاعل الاستثنائية والاتجاهات الممكنة للقدرة النووية.

على الرغم من ان هذا الكتاب يؤكد نقطة رئيسية هي وجود انواع عديدة من المفاعلات وبمنافع ومضار متباينة، فأن توليد القدرة الكهربائية في الولايات المتحدة يكاد يكون مقتصرا على نوع واحد من المفاعلات ان هذا الصنف من المفاعلات يستخدم الماء الاعتيادي كمائع مبرد وكمادة مبطأة للنيوترونات لزيادة احتمالية حدوث الانشطارات التي عنها تنطلق الطاقة النووية. من الواضح، حتى اواخر سنة ٢٠٠٠، ان معظم توليد الطاقة الكهربائية نوويا في الولايات المتحدة الامريكية سوف يستخدم هذا النموذج من المفاعل. ولتوفر المعلومات الكثيرة عن هذه المفاعلات، فأن اقساما من هذه الفصول التمهيدية ستركز على مفاعلات الماء الاعتيادي. ان هذا التأكيد سيكون واضحا في مناقشة موضوع سلامة المفاعل. ومع ذلك فأن كثيرا من الاعتبارات التمهيدية تم تبسيطها بالدلالة التي يمكن تطبيقها على نماذج المفاعلات الاخرى مع انه قد لايكون لجميعها.

الفصل الاول

الجوانب الاساسية لتصميم المفاعل



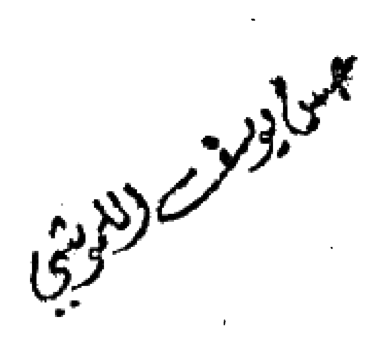
الفصل الاول

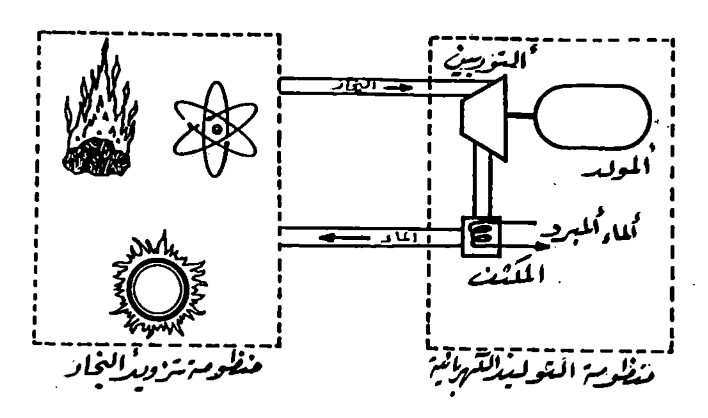
الجوانب الاساسية لتصميم المفاعل

تتأتى الفائدة الرئيسية، تجاريا واجتماعيا، للمفاعلات النووية من امكانية استخدامها كمصادر حرارية لتسهيل توليد القدرة الكهربائية. يمكن توليد القدرة الكهربائية بطرق متعددة ولكن الطريقة التي تنتج بواسطتها القدرة الكهربائية في الولايات المتحدة هي بأستعمال الطاقة الحرارية لانتاج بخار الماء الذي يقوم بتدوير المولدات التوربينية. كما في الايضاح المرفق (شكل ١ ـ١)، في هذه التقنية يمكن التفكير باستخدام منظومتين اساسيتين: منظومة تجهيز البخار التي تستخدم الحرارة الناتجة من احتراق الوقود الاعتيادي او الناتجة من المفاعلات النووية لغلي الماء، ومنظومة توليد الطاقة الكهربائية، التي تستخدم البخار الناتج لانتاج الكهربائية. في الاساس حتى الشمس تخدم كمصدر حراري لمنظومة تجهيز البخار، ولكن للمستقبل القريب ستشكل مراجل الوقود الاعتيادية والمفاعلات النووية المكونات المركزية للمحطات الكبيرة لتوليد القدرة الكهربائية. وفي السنوات الاخيرة فقد تم تجهيز جزء متنام من القدرة المطلوبة بواسطة محطات القدرة النووية.

ان محطات القدرة النووية لهذا الغرض تعتمد على النموذج الخاص للتفاعل النووي، الانشطار، لتوليد الحرارة. الانشطار يتم بفلق النويات الثقيلة، مركز الذرة كاليورانيوم، الى شظتين اساسيتين او اكثر بالاضافة الى قطع اخف كالنيوترونات في الاساس، الانشطار يمكن ان يحدث تلقائيا، لكن في المفاعلات النووية هذا الانفلاق يحدث بتفاعل النيوترونات مع النويات القابلة للانشطار. ان النيوترونات تكون في الحقيقة احد مركبتين اساسيتين للنويات (المركبة الاخرى هي البروتونات) و، كما ملاحظ، فأن النيوترونات تنطلق خلال الانشطار وعليه تصبح جاهزة لاحداث حوادث انشطار متعاقبة. وتحت شروط ملائمة، فأن التفاعل «المتسلسل» لحوادث الانشطار يمكن ان يكون مستمرا. ان الطاقة المنطلقة من التفاعلات الانشطارية تجهز الحرارة، الجزء الذي يكون بالنهاية متحولا الى الكهربائية. يمكن ازالة هذه الحرارة، في محطات القدرة الحالية، من الوقود النووي بواسطة الماء الاعتيادي المضخ خلال قضبان الوقود. كما يمكن استخدام موائع اخرى لغرض التبريد ولكن في هذه الحالة يفقد مائع التبريد حرارته، اما بصورة مباشرة او غير مباشرة الى الجزء الذي يولد الكهرباء في المحطة ان هذا الاسلوب في انتقال الحرارة لايختلف في الاساس عن الذي يستخدم في المحطات التي تعتمد التفاعلات الكيمياوية المتضمنة احتراق الفحم، الزيت، او الغاز الطبيعي.

مع ذلك فأن الاعتماد على تفاعل الانشطار المتسلسل يدخل بعض الجوانب الخاصة الى مظاهر المفاعل. الاول ينشأ من الحقيقة في ان المفاعل يعتمد على التفاعل المتسلسل. المحافظة على مستوى قدرة ثابت يتطلب ان يكون التفاعل المتسلسل مسيطرا عليه في توليد انشطارات متعاقبة. الخصوصية الثانية للمفاعل النووي هي ان نواتج اشتغال المفاعل تكون ذات نشاط اشعاعي عال. كنتيجة لذلك فأن الجزء الرئيسي من الجهد المكرس لتصميم المفاعل يكون هادفا لتحديد احتمالية انطلاق هذه النواتج.





شكل ١ ـ ١ تخطيط لمحطة قدرة بخارية

تنتقل الحرارة المتولدة، من احتراق الوقود التقليدي ومن المفاعلات النووية او حتى من الشمس، الى الماء المجهز تحت شروط مناسبة للغليان. البخار الناتج يقوم بتحريك المولد التوربيني، منتجا الكهربائية. البخار المنحدر يكون بعدئذ مكثفا (بتريده عن طريق انتقال الحرارة الى مجهز الماء الخارجي) ومن ثم اعادته الى منظومة المرجل ـ المفاعل.

التفاعل النووي المتسلسل

ان الميزة الاساسية للمفاعل النووي تكون باطلاق كمية كبيرة من الطاقة من كل انشطار يحدث في قلب المفاعل. وفي المعدل فأن عملية انشطار تطلق مايقارب ٢٠٠ مليون الكترون فولت[1](MeV) من الطاقة في كل عملية انشطار بالمقارنة مع التفاعل الكيمياوي النموذجي، الذي يطلق بحدود الكترون فولت واحد (1ev). يبدو مما تقدم ان النسبة تقارب ١٠٠ مليون، حيث ان الانشطار الكامل لباوند واحد من اليورانيوم سيطلق مايقارب نفس الكمية من الطاقة كاحتراق ٦٠٠٠ برميل من الزيت او ١٠٠٠ طن فحم ذي نوعية عالية.

الانشطارات يمكن حدوثها اساسا بامتصاص نيوترون من قبل نواة قابلة للانشطار. اذ، علاوة على ذلك، فأن النواة يمكن ان تستميل الى الانشطار بواسطة نيوترونات ذات طاقة واطئة. ان امتصاص النيوترونات من قبل النواة الانشطارية يؤدي الى تقسيم النواة الى قسمين رئيسين من شظايا الانشطار، والتي تكون فعلا النويات نفسها، مثل السترونيوم او السيزيوم، اضافة الى نواتج اقل كتلة، مثل النيوترونات في الدرجة الاولى واشعاع كهرومغناطيسي ذو طاقة عالية)[2].

في المعدل، فأن اكثر من ٨٠٪ من الطاقة المنطلقة بالانشطار تكون محمولة من قبل شظايا الانشطار بشكل طاقة حركية حيث يتم ايقافها من قبل مواد قلب المفاعل محولة بذلك طاقاتها الحركية الى طاقة حرارية، مسببة ارتفاع درجة حرارة هذه المواد. الطاقة الحرارية الاضافية تنتج من ايقاف او امتصاص النيوترونات وانبعاث اشعة كاما خلال الانشطار، او دقائق بيتا[3] واشعة كاما التي تنطلق فيما بعد من نواتج الانشطار (الشظايا).

ان عدد الانشطارات لايكون مقياسا ملائما لتحرر الطاقة في المفاعل فقط، ولكنه مقياس جوهري للعملية الاساسية في المفاعل ايضا: الانشطارات تشكل الجزء الاهم في «التفاعل النووي المتسلسل». هذا التسلسل يكون مترابطا مع الانشطارات المنتجة للنيوترونات، التي هي نفسها تحدث الانشطارات فيما بعد.

تعتمد جميع المفاعلات بصورة رئيسية على المادة الانشطارية لاستمرار التفاعل المتسلسل. ان المادة الانشطارية الموجودة في الطبيعية تتمثل بنظير اليورانيوم الذي كتلته ٢٣٥[4]. اليورانيوم ـ ٢٣٥ يكون مانسبته ٠,٧٪ من اليورانيوم الطبيعي؛ ٩٩,٣٪ هو اليورانيوم ٢٣٨. كما مشار اليه في الفصلين ٢، ١١ والملحق (و) فأن العديد من المفاعلات تتطلب ان يخصب وقود اليورانيوم ليحتوي

---

(١) انظر «الملحق أ» بخصوص الوحدات المتنوعة ومايكافئها.

(٢) اشعة كاما هي احد اشكال الاشعاع الكهرومغناطيسي وكذلك الضوء ايضا. انحلال اشعة بيتا يعزى الى تحويل البروتون الى نيوترون وبالعكس داخل النواة، حيث تكون هذه العملية مصحوبة بأنبعاث دقائق بيتا، الالكترون الموجب والسالب. ان كتلة الالكترون تبلغ حوالي ١ /١٨٣٦ من كتلة النيوترونات او البروتونات التي تكون النواة (انظر الملاحظة ٤)

(٣) انظر الملاحظة ٢ اعلاه.

(٤)ان الرمز الكيمياوي لليورانيوم هو U وللبلوتونيوم هو Pu وان هذين العنصرين يمتلكان ٩٢ و ٩٤ بروتونا في نويتهما على التوالي. (عدد البرونات يحدد العنصر. نظير العنصر يكون محددا بالعدد الكتلي، الذي يمثل العدد الكلي للبروتونات والنيوترونات. ان اليورانيوم ـ ٢٣٥ هو النظير الانشطاري لليورانيوم الطبيعي وان صيغته العلمية هي ^{235}U ولغرض الملاءمة يكتب غالبا U-235 في الكتب المدرسية. جدول الرموز الكيمياوية مبين في الملحق أ.

على نسبة مئوية عالية من ^{235}u. في محطات القدرة التجارية تكون المادة الانشطارية المصدر لكل الانشطارات الحادثة في المفاعل. هذه المادة الانشطارية تكون من ^{235}u في بداية التشغيل اما اثناء اشتغال المفاعل، فهناك امكانية توليد نويات انشطارية اخرى، وبصورة خاصة البلوتونيوم **٢٣٩** او اليورانيوم **٢٣٣**. ان خاصية التفاعل المتسلسل المعزز ذاتيا مقترحة في الشكل ١ ـ ٢ والذي يبين ان هناك حاجة الى نيوترون واحد لاحداث انشطار اخر وبذلك يكون عدد النيوترونات في الاجيال المتعاقبة ثانيا. ان هذه الحالة تسمى بالحالة «الحرجة». ان معدل النيوترونات الانشطارية الناتجة تتراوح بين اثنين او ثلاثة نيوترونات، وبذلك فأن النيوترونات الفائضة من المحتمل ان تقتنص بالطريقة التي لاتسبب انشطارا اما من قبل الوقود نفسه او من قبل مكونات المفاعل والمبرد، كما وان بعض النيوترونات تفقد نتيجة التسرب من قلب المفاعل.

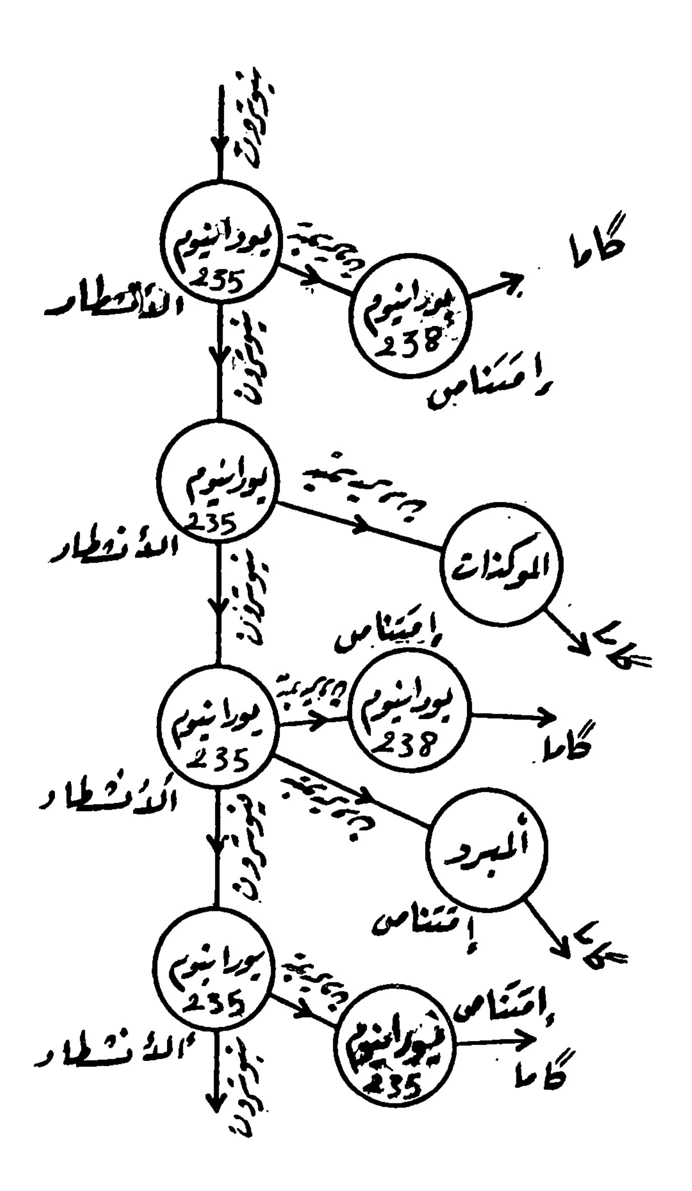
ان احتمالية حدوث نوع او اخر من التفاعلات، مثلا بين النيوترون والنواة، تعتمد على قيمة «المقطع العرضي» لذلك التفاعل الخاص. (ان هذه الفكرة قد تمت مناقشتها بأسهاب في الملحق ب). ان هذه الاحتمالية (والمقطع العرضي المرافق) تعتمد على نماذج الدقيقة المشتركة وعلى حالتها الحركية بالنسبة للدقيقة الاخرى. لنضرب مثلا على ذلك، ان النيوترون البطيء خلال منطقة حاوية على نويات قابلة للانشطار يمتلك احتمالية اعلى لأحداث الانشطار اذا كانت نويات الهدف البلوتونيوم ـ **٢٣٩** بدلا من اليورانيوم ـ **٢٣٥**. ان هذا يكون متوافقا مع الحقيقة المشار اليها في الجدول حـ ـ[٥] حيث ان المقطع العرضي للنيوترون البطيء للبلوتونيوم ـ **٢٣٩** يكون اكبر من ذلك لليورانيوم ـ **٢٣٥**. والعكس يكون صحيحا في مستويات طاقة اعلى للنيوترون، من حيث المقطع العرضي للنيوترون لكل من هذه النويات يكون منخفضا وان الانخفاض النسبي **للپلوتونيوم-٢٣٩** يكون اكبر.

ان كون المقطع العرضي، عند مستويات الطاقة الواطئة، هو كبير نسبيا يفسر ميزة تصميمية اساسية مستخدمة حاليا في مفاعلات القدرة في هذا البلد: الا وهي احاطة الوقود بمادة مهدئة تعمل على تبطئة النيوترونات لتحسين فرصها لاحداث الانشطار وهكذا يستمر التفاعل المتسلسل. تفقد النيوترونات السريعة طاقتها من خلال تصادماتها مع النويات الخفيفة لمادة المهدىء، كما تم مناقشته في الملحق ب. ان اغلبية محطات القدرة النووية في الولايات المتحدة تكون مستندة على مفاعلات «الماء الخفيف» (LWR_s)، التي يكون فيها المهدى هو الماء الاعتيادي الذي يستخدم في تبريد قلب المفاعل ايضا.

ان الماء (H_2O) يحتوي على الهيدروجين، الذي يستطيع ان «يقتنص» النيوترون، مشكلا الديتريوم (مع انبعاث اشعة كاما التي تمتلك كمية قليلة من الطاقة مقارنة مع التي تنبعث عن عملية الانشطار). وكنتيجة، فأن النيوترونات يمكن ان تمتص من قبل الماء مع انتاج طاقة قليلة. هذا الفقدان في النيوترونات يحدث بكمية اقل في الكاربون او الماء «الثقيل» (الذي فيه الهيدروجين الثقيل (الديتريوم) اذا اختير كمهدىء (انظر الملحق ب).

---

(٥) الملحق حـ يمثل بعض الخصائص الاساسية للمواد النووية



شكل ١ ـ ٢ تخطيط للناحية الاقتصادية للنيوترون

الانشطار المنتج للنيوترونات يمكن ان يمتص بطرق عديدة مختلفة، منها انشطار اليورانيوم ـ ٢٣٥ الذي بواسطته يستمر التفاعل المتسلسل بين التفاعلات المختلفة المبينة في الشكل، يحتمل ان تتباطىء النيوترونات بالاصطدامات مع المادة المهدئة. نحصل على التوازن الاقتصادي للنيوترونات اذا ماتم، بالمعدل، انتاج نيوترون واحد مقابل كل نيوترون ممتص في القود. (ولو ان كلا من هذه التفاعلات المبينة لها نواتج انشطار اثقل لنوع ما، فلأجل البساطة اشرنا فقط للنيوترونات الناتجة ولاشعة كاما)

قد تقود سلسلة التفاعلات الى حدوث اقتناص للنيوترونات من قبل الوقود دون احداث انشطار في الوقود نفسه. ان هذا ليس بامر مؤسف كما يبدو وانه يمكن ان يكون ذا فائدة وذلك لتوليد المادة القابلة للانشطار. ان اقتناص النيوترون من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٨ او الثوريوم ـ ٢٣٢ يؤدي الى المتسلسلات التالية من التفاعلات.

$$^{238}U + n \rightarrow {}^{239}P_u + \gamma$$
$$^{239}U \rightarrow {}^{239}N_p + \beta$$
$$^{239}N_P \rightarrow {}^{239}P_u + \beta$$

$$^{232}Th + n \rightarrow {}^{233}Th + \gamma$$
$$^{233}Th \rightarrow {}^{233}P_a + \beta$$
$$^{233}P_a \rightarrow {}^{233}U + \beta$$

(انظر الى الملحق حـ). ان البلوتونيوم ـ ٢٣٩ واليورانيوم ـ ٢٣٣ يمثلان المواد الانشطارية ذات الفائدة الى القدرة النووية. ان هذه النويات تكون منتجة من ^{238}U و ^{232}Th باقتناص النيوترون وان النبتونيوم (N_P) والبروتاكتنيوم (P_a) تتكون وقتيا في هذه العمليات. وباعتماد هذا المبدأ يكون من الممكن ان تبنى مفاعلات تنتج مادة انشطارية اكثر مما تستهلك

هكذا توجد نهايتان انتاجيتان للنيوترون : حادثة الانشطار (منتجا نيوترونات متعاقبة وكمية كبيرة من الطاقة) وحادثة تحويل (النواة الخصبة مثل اليورانيوم ـ ٢٣٨ الى نواة قابلة للانشطار والتي تنشطر بالنيوترونات البطيئة). ان احتمالية هذه البدائل تعتمد على النواة المعنية. يمكن تمييز المواد المختلفة بعدد من الخواص (والتي هي من جملة خواص كثيرة).

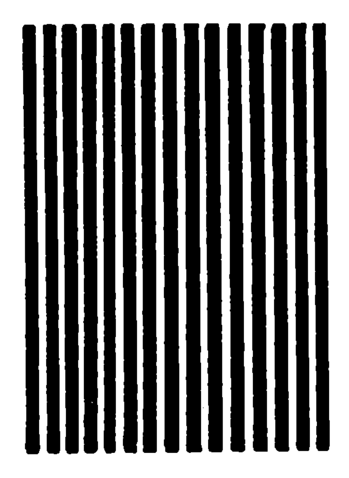
- المقطع الانشطاري لطاقات النيوترونات الحرارية ولطاقات النيوترونات الاعلى[٦]
- عدد النيوترونات الحاصلة من حوادث الانشطار

نسبة الاقتناص الى الانشطار (نسبة المقطع العرضي الاقتناصي التي بها يمتص النيوترون وتنبعث عندها اشعة كاما، الى المقطع العرضي للانشطار). الملحق حـ يحتوي على معلومات اضافية عن المواد النووية.

يمكن ان تتفاعل النيوترونات بطرق اخرى لاتؤدي الى الانشطار مثل تفاعلات التحويل (الاقتناص من قبل النواة الخصبة) بحيث اعتباره كفقدان في عدد النيوترونات المؤدية الى الانشطار. هذه تتضمن الاقتناص من قبل المهدىء او المبرد، المواد التركيبية للمفاعل، ^{235}U (بدون انشطار)، ونواتج الانشطار (مثل الزينون ـ ١٣٥). ان التصميم الدقيق للمفاعل يقلل من هذا الفقدان الى الحد المنسجم مع المتطلبات الاخرى. من بين هذه المتطلبات الملحوظة تدعو الحاجة ان تكون كمية

---

(٦) طاقة النيوترونات الحرارية : هي كمية الطاقة التي تمتلكها النيوترونات نتيجة لتصادمها الكبير مع مايحيطها من اوساط ذات درجة حرارية معينة . ان جزيئات مكونات المادة المحيطة تمتلك نفس معدل الطاقة التي تصلها النيوترونات الحرارية (التوازن الحراري) انظر الملحق ب.



شكل ١ ـ ٣ قلب المفاعل

ان قلب المفاعل الاعتيادي يتكون من قضبان وقود طويلة، نحيفة، ذات غطاء معدني مغمورة في مائع مبرد او مهديء. كل من قضبان الوقود، ايضا تسمى أقلاما هي تجمع الاسطوانات صغيرة من مادة الوقود والتي هي حاليا تصنع من ثاني اوكسيد اليورانيوم. ان هذا التجمع محاط بغطاء معدني مشكلا القضيب، الذي يمثل الوحدة الاساسية للوقود النووي في العديد من المفاعلات. مثل هذه القضبان تجمع بشكل حزم (غير مشار لها في الشكل)، والتي تحفظ في وعاء المفاعل الكبير والتي من خلالها يضخ مائع التبريد.

المهدىء كافية لتبطىء النيوترونات، ان هذه الحاجة يجب ان تكون متوازنة مع حقيقة كون الزيادة بالماء او اي نوع اخر من المهدئات تعنى فقدان اكبر بسبب الاقتناص. وبصورة مماثلة، يجب ان تكون كمية مائع التبريد كافية لتؤدي الى اشتغال المفاعل بدرجة حرارة تضمن موازين السلامة.

ان تصميم المفاعل يتطلب معاملة دقيقة الى كميتين متفاعلتين وهما السيل النيوتروني والحراري في قلب المفاعل (انظر الشكل ١ - ٣). بصورة عامة، فان السيل يصف جريان مادة ما او كميات مقاسة اخرى، مثل الطاقة الحرارية الكميات ذات الفائدة المباشرة في المفاعل هي النيوترونات التي تنفذ الى القلب والحرارة المنتجة مبدئيا كنتيجة للانشطار الذي يحدث من قبل هذه النيوترونات، ومن الواضح ان هناك ارتباطا قويا بين هذه الكميات. ليس فقط معدل التفاعل، الذي يؤثر على كمية الحرارة المتولدة، ولكن درجة الحرارة ايضا، والتي قيمتها مسيطرة عليها مباشرة بهذه الحرارة والطريقة التي تسري بها، تؤثر على معدل التفاعل (انظر، لاجل المثال «ظاهرة دوبلر» مناقشة في الملحق هـ).

ضمن مناقشتنا للتفاعل المتسلسل فأن النيوترون المتولد عند نقطة في الحيز وعند زمن معين سوف يمتص حتما في نقطة اخرى. العلاقات والمعادلات التي تصف الطريقة التي يتحرك بها النيوترون من نقطة الظهور الى نقطة الامتصاص تحتوي معلومات على جميع الطرق التي تكون او تدمر فيها النيوترونات وعلى التفاعلات التي تحدث لها مثل التصادمات التي تهدىءطاقاتها. علاوة على ذلك، ولاغراض عديدة فأن هذه المعادلات غير كافية لان تصف المواد المكونة للقب، (المواد التي تتفاعل معها النيوترونات) ولكن بطريقة تعتمد على مجانسة هذه المواد واخذ معدل حركة النيوترونات فيها. ان هذه المعادلات يجب ان تصف التوزيع الهندسي في الحيز لهذه المواد وللنيوترونات والطاقة الحرارية التي تتواجد في المواد. يبدو واضحا ان هذا الوصف للتوزيع الهندسي في الحيز يجب ان يستخدم في حدود قلب المفاعل، حيث يمكن اعتبار اي نيوترون يتعدى هذه الحدود ولايعاد ثانية من قبل العاكس يعتبر مفقودا من المنظومة. بتعبير تقريبي فأن الخسارة تعتمد على المساحة السطحية لقلب المفاعل، بينما العدد الكلي للينوترونات المتولدة يعتمد على حجم قلب المفاعل. وعليه وبسبب تناقص نسبة المساحة السطحية الى الحجم عندما يكبر القلب، فأن الاهمية النسبية لفقدان النيوترونات تتناقص مع زيادة حجم القلب. وبذلك فأن لاي تركيب لقلب المفاعل سيكون هناك حجم ادنى للقب يمكن عنده بلوغ الحالة الحرجة، على افتراض ان التركيب ملائم لبلوغ هذه الحالة.

ان التغييرات الهندسية مهمة في منطقة القلب وحدودها الفيزياوية حيث ان القلب لايتكون بصورة نموذجية من مزيج متجانس من مادة الوقود، مركبات البناء، ومائع التبريد. تكون مادة الوقود محتواة في قضبان (حاويات نحيفة وطويلة) او مايكافئها. ان عدم انتظام مرور مائع التبريد (مثل الماء) يسبب تكون فقاعات عند مروره خلال منطقة قلب المفاعل، حتى في المفاعلات التي لاتسمح لمائع التبريد بالغليان. وبسبب عدم التجانس في تركيب القلب فأن بعض مجمعات الوقود او اجزاءها يحتمل ان تسخن اكثر من المناطق الاخرى وكذلك تزداد فيها سرعة التفاعل. ان توزيع تفاعلات الانشطار او الحرارة المتولدة يمكن اعتبارها من ضمن المتغيرات المهمة وان تأثيره لاينعكس فقط على احراق الوقود (كمية الطاقة التي يستطيع ان يطلقها الوقود)، ولكنه مرتبط بقابلية منظومة التبريد لاداء عملها بصورة مناسبة.

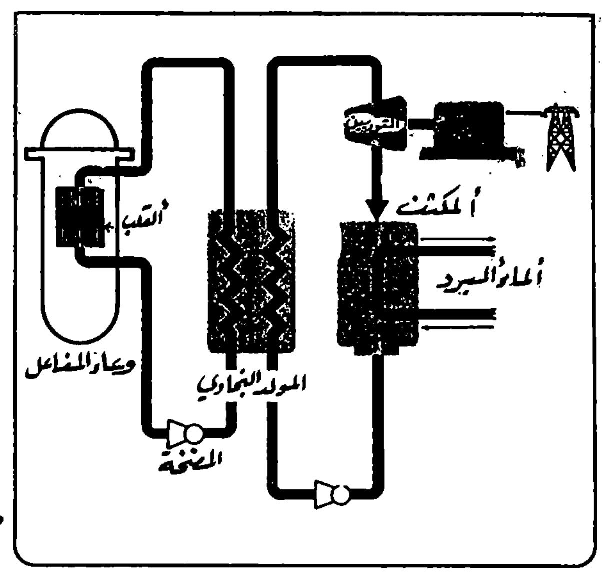
تبريد القلب وتحول الطاقة

ان لمائع التبريد الذي يستخدم في المفاعل غرضين اساسيين، هما، الاول هو لنقل الحرارة المتولدة في القلب نتيجة التفاعلات النووية مما يؤدي الى اصطدام الجزئيات مع بعضها بصورة عشوائية مولدة الحرارة. اما الغرض الثاني فهو نقل هذه الحرارة الى منظومات اخرى خارج القلب لتوليد البخار وبالتالي توليد الطاقة الكهربائية. ان العناصر الاساسية لمنظومات الطاقة النووية بما فيها انتاج، نقل وتحويل الطاقة لمفاعلات الماء الخفيف مبينة في الشكل ١-٤. يقوم المهندسون بتصميم حاوية لقلب المفاعل يضخ من خلالها المائع المبرد. ان هذا المائع يمكن ان يستعمل مباشرة لتحريك المولد التوربيني في جميع المنظومات التجارية الحالية، يتم تحويل المائع الى حالته الغازية (بخار ماء) والذي يمثل المحطة الاخيرة التي تتعامل مع المائع في دورات التبريد (او توليد البخار).

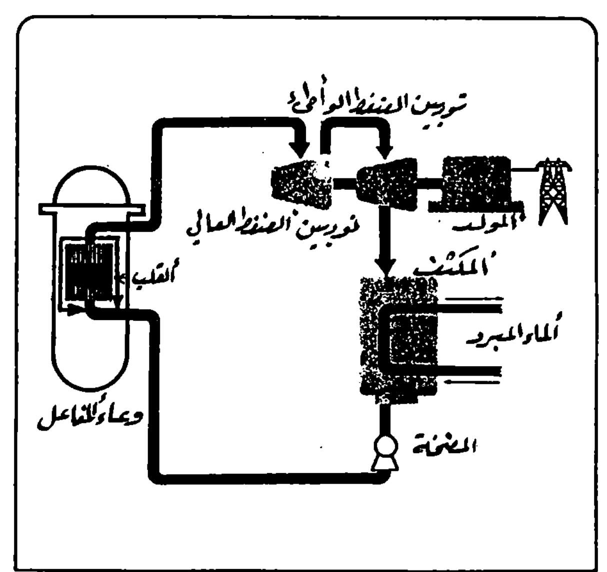
الشكل ١ ـ ٤ يبين مفاعل الماء المضغوط (PWR) الذي يكون فيه الماء المبرد للمفاعل مضغوطا الى حد عال، لكي يبقى تحت درجة الغليان. يترك الماء وعاء المفاعل ليمر خلال «المولد البخاري» حيث دورة التبريد الثانوية (الحاوية على الماء) التي عندها يسمح للماء بالغليان مولدا البخار لتحريك التوربين. يمكن ان نلاحظ ايضا في مفاعل الماء المغلي (BWR)الذي يكون فيه الماء المبرد للمفاعل مضغوطا الى حد عال، لكي يبقى تحت درجة الغليان. يترك الماء وعاء المفاعل ليمر خلال «المولد البخاري» حيث دورة التبريد الثانوية (الحاوية على الماء) التي عندها يسمح للماء بالغليان مولدا البخار لتحريك التوربين. يمكن ان نلاحظ ايضا في مفاعل الماء المغلي (BWR)، ان البخار المتولد في وعاء المفاعل يمر مباشرة الى المولد التوربيني. توضح الفصول ٢ الى ٦ معلومات تفصيلية عن هذا النوع من المفاعلات.

ان عملية استخدام الطاقة الحرارية المحتواة في البخار لتزويد الشغل الميكانيكي لتحريك التوربين ينجم عنها فقدان جزء من الطاقة الحرارية التي يتحرر بطرح المائع في اماكن خاصة كأبراج التبريد مثلا. ان تحويل هذه الحرارة يتم عند المكثف حيث يتحول البخار القادم من التوربين الى سائل قبل ان يعاد الى وعاء المفاعل (كما موضع في الملحق د). وبذلك تبدو اهمية وجود مستودع لدرجة الحرارة الواطئة ويكون ضروريا لاي عملية تحويل للحرارة الى شغل ميكانيكي. ان نسبة الشغل المفيد (نعني الطاقة الكهربائية الخارجية) الى الطاقة الحرارية تمثل الكفاءة الحرارية لمنظومة المفاعل (انظر الفصل ـ ٢).

ان تأثير مائع التبريد لمنع تسخين القلب اكثر من الحدود المسموح بها يكون متعلقا بصورة مباشرة بالتصميم الخاص لذلك القلب. ان كافة انواع المفاعلات المصممة او قيد التصميم تحتوي على مادة الوقود بشكل صلب ومغلفة في اوعية معدنية تسمح لجريان مائع التبريد خلالها. (اذا لم يكن موضوعا في حاويات، فأن الوقود يكون موضوعا في بعض اشكال اخرى والتي يمكن ايضا ان تقوم بوظيفة غير التركيبية، مثل التهدئة. الاستثناء الوحيد للملاحظة يكون لمفاعل التوليد الذي يستخدم الملح المنصهر والذي عنده تكون مادة القلب (الوقود) بحالتها السائلة). معظم الطاقة المنتجة في المفاعل تكون منصبه في مادة الوقود نفسه بسبب شظايا الانشطار حيث ان هذه الشظايا تفقد طاقاتها في كمية قليلة من المادة (مسار قصير). في حالات المفاعلات الحرارية، فأن النيوترونات



مفاعل الماء المضغوط



مفاعل الماء المغلي

شكل ١ ـ ٤ محطات قدرة مفاعل الماء الخفيف

المحطات المستعملة للماء الاعتيادي كمبرد للمفاعل يمكن ان تعمل في طرازيت متميزين : البخار المولد في مائع تبريد المفاعل يمكن ان يستعمل مباشرة لتحريك المولد التوربيني، او ان مائع التبريد يمكن ان يدور مولدا البخار المنظومة الثانوية. الطراز الثاني هو كالذي يستعمل في «مفاعلات الماء المضغوط» والمفاعلات المستعملة موائع تبريد غير الماء، الطراز الاول، والاكثر مباشرة، هو المستعمل في «مفاعل الماء المغلي». يمنع الغليان في المبرد الابتدائي لمفاعلات الماء المضغوط نتيجة لتسليط ضغط مقداره تقريبا ٢٢٥٠ باوند / انج مربع (١٥٩ كغم / سم٢) حوالي مرتين بقدر الضغط في مفاعل الماء المغلي.

تفقد معظم طاقاتها في المهدىء، ولكنها تمتلك نسبيا طاقة قليلة لتبدأ بها (بحدود بضعة مليون الكترون فولت مقابل مامقداره ٨٥ مليون الكترون فولت لكل شظية انشطارية)، ونفس التعليق ينطبق على اشعة كاما. وكنتيجة فأن معظم الحرارة المتولدة في المفاعل يجب ان تجري من اسطوانة الوقود الصغيرة (fuel pellet) الى المادة المحيطة. . ان اقساما من الوقود سوف تكون اكثر سخونة من المائع المبرد القريبة منها، وان احد اعتبارات التصميم المهمة هي ان يكون انتقال الحرارة ملائما لمنع الارتفاع في درجات الحرارة التي تسبب تلف الوقود او حاويته. ان العوامل التي تحت تصرف المصمم كثيرة، ولكن اكثرها ارتباطا مع متطلبات الانتقال الحراري هي قابلية التوصيل الحراري للوقود والمادة المحيطة (الحاوية، المبرد، و/أو المهدىء) مضافا الى ذلك خاصية الطبقة المتاخمة بين مائع التبريد والوسط الذي تبرده. هذه الطبقة المتاخمة تعتمد على معدل الجريان، الضغط، خشونة السطح، الخ. انها بدرجة عالية من التعقيد بالرغم من كونها اكثر اساسية في المفهوم ولربما الاكثر احتواءا على متغيرات في منظومة التبريد.

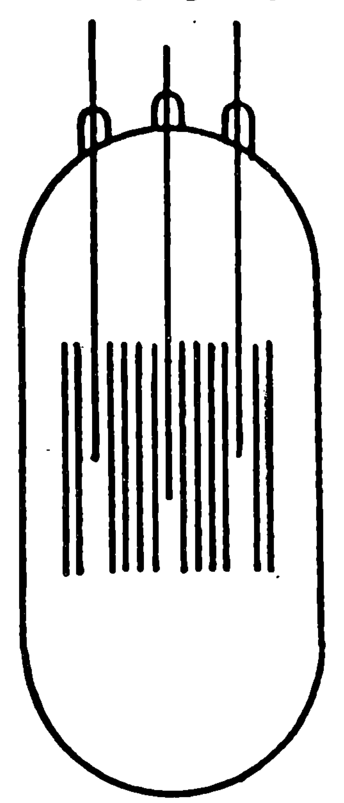
ان التعقيدات في تصميم المفاعل النووي لاتتناسب مع الاجزاء والمعدات الاخرى اللازمة لتوليد الطاقة الكهربائية في التوربينات حيث اصبح استعمال البخار لتوليد الطاقة الكهربائية امرا مألوفا في مجالات هندسة انتاج الطاقة. في الحقيقة لقد اصبح تقليديا تقسيم المنظومة النووية الى قسمين (ولو ان هذا التقسيم يحتمل ان يعرقل التداخلات المهمة بين القسمين): القسم الاول هو المنظومة النووية لتجهيز البخار (NSSS) التي تتضمن المفاعل نفسه والملحقات الضرورية الاخرى المجهزة للبخار كمولدات البخار والقسم الثاني هو منظومة المولد التوربيني التي تتحرك بواسطة البخار. ان تصميم الـ (NSSS) هي هدف المهندس النووي اما تفاصيل تحويل الحرارة الى الكهربائية فأنها تعالج بواسطة المعالجات الثرمو داينميكية الهندسية القياسية وتصميم المولد. في الحقيقة فأنه بالامكان اجراء تغييرات اساسية في تصميم المولد التوربيني حسب متطلبات معينة للمنظومة النووية. لاجل المثال، قد يكون ممكنا الحصول على كفاءة حرارية اعلى باستعمال مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز بالارتباط مع توربين غازي (بدلا من البخار). ان هناك تركيزا وعملا مكثفا لغرض تصميم التوربين الغازي الذي يستطيع ان يتحمل درجات حرارة عالية في الوقت الحاضر. ومع ذلك، فأن اهمية التركيز على هذه الدراسات تبرز من خلال امكانية تطبيق استخدام التوربينات الغازية لمنظومة الوقود التقليدي (الوقود غير النووي، كالنفط، الغاز، الفحم الحجري).

السيطرة على المفاعلية

للحفاظ على اشتغال المفاعل بمستوى قدرة ثابت يتطلب الامر عناية لايجاد توازن دقيق بين معدل انتاج النيوترونات وامتصاصها. ويمكن القول بصورة تقريبية، ان معدل انتاج الطاقة، والذي يعني، مستوى القدرة، لمفاعل معين يكون متناسبا مع عدد النيوترونات المتوفرة في المفاعل، ولذلك فأنه من الضروري ان يكون هذا العدد ثابتاً للمحافظة على مستوى قدرة ثابت. كنتيجة، يتطلب الامر، في المعدل، لكل نيوترون ممتص او مفقود، ان يتم توليد نيوترون واحد وبذلك فأن عدد

النيوترونات في الاجيال التالية سوف يبقى ثابتا.
من الواضح انه من الممكن المحافظة على هذا التوازن بصورة تقريبية. تتكون الغالبية العظمى من النيوترونات نتيجة الانشطار النووي (وهناك عدد قليل من النيوترونات لاينتج بالانشطار النووي.) والانشطارات النووية تولد ما معدله اكثر من نيوترونين. وللمحافظة على مستوى قدرة ثابت، فأن واحدا من هذه النيوترونات يجب ان يساهم في احداث انشطار اخر. البقية يجب ان تمتص بطرق اخرى كما تم الاشارة الى ذلك مسبقا. يكون الموقف افضل اذا مااستثمر معظمها في تحويل المادة الخصبة الى مادة انشطارية. يكون عدد النيوترونات متوازنا في المفاعل بالرغم من فقدان قسم منها عن طريق الامتصاص من قبل عناصر السيطرة الموجودة في هيئة قضبان سيطرة مما يساهم في الافادة في عملية السيطرة على مفاعلية المفاعل.
لماذا تكون السيطرة ضرورية؟ اولا، انه من غير الممكن ان يصمم المفاعل ليكون فيه عدد النيوترونات في الاجيال المتعاقبة ثابتا بالضبط. وعليه وجب اضافة مادة انشطارية اضافية ضمن الوقود، وتقوم عناصر سيطرة بامتصاص عدد كاف من النيوترونات لضمان التوازن. هذه المادة الانشطارية الاضافية تكون مطلوبة على اية حال، اذ، على مدى فترة زمنية طويلة، فأن هذه المادة الانشطارية سوف تستهلك وتسبب اطفاء المفاعل. آليات السيطرة مهمة جدا وخاصة في بداية التشغيل حيث هناك فيض من المادة الانشطارية وبذلك فهي تقوم بأمتصاص نسبة كبيرة من النيوترونات وبذلك تمنعها من المساهمة في احداث انشطارات اضافية وبأستمرار احتراق المادة الانشطارية، تبرز الحاجة الى سحب قضبان السيطرة لتقليل فقدان النيوترونات. هذه السيطرة تكون ضرورية لاسباب اخرى، الاكثر اهمية منها يكمن في تكوين مواد لها القابلية العالية لامتصاص النيوترونات تدعى بـ «سموم النيوترونات» منتجية لاشتغال المفاعل حيث ان عدد التفاعلات النووية التي تحدث في القلب، وبصورة خاصة الانشطار، تنتج فيها نويات تمتص النيوترونات وبدون نتيجة مفيدة. قضبان السيطرة الكافية يجب تواجدها في بداية تشغيل المفاعل لكي يمكن تقليلها عندما يحدث تنامي في كمية السموم التي تمتص النيوترونات. ان المثال المهم بصورة خاصة والذي يعكس الحاجة الى السيطرة بسبب كمية نواتج الانشطار هو كما مسمى «ظاهرة تكوين الزينون» التي تكون المفاعلات عرضة لها خلال تغيرات مستوى القدرة (انظر الملحق هـ).
مما تقدم تبرز الحاجة الى السيطرة، ولكن التساؤ ل الواقعي هو فيما اذا كان من الممكن تحقيق مثل هذه السيطرة وتنفيذها. انه من الواضح ان ادخال واخراج ممتصات النيوترونات يمكن ان تلائم حاجات بعيدة المدى للسيطرة (انظر شكل ١ - ٥). مع ذلك فأن الوقت القصير جدا بين حوادث الانشطار في المفاعل المتسلسل يقود الى التساؤ ل فيما اذا كانت عناصر السيطرة يمكن ان تجهز الاتزان في معدل الانشطار لفترة قصيرة. نستطيع ان نتصور هذا المفهوم بدلالة عامل التكاثر النيوتروني (النسبة بين عدد النيوترونات في الاجيال المتعاقبة. في المفاعل الحراري، فأن الوقت المطلوب للنيوترونات لكي تتباطىء وتحدث انشطارا بعدها (تحرير نيوترونات) هو بحدود مايقارب ١٠^{-٤} ثانية واحد الى عشرة الاف من الثانية). ان كان هذا الوقت الفعلي بين جميع الانشطارات، فيمكن ان نستنتج انه، حتى اذا كانت قيمة عامل التكاثر النيوتروني (k) اكبر من الواحد الصحيح بقليل، فأن مستوى القدرة سوف يرتفع بصورة سريعة جدا. يمكن ملاحظة هذا بصورة سهلة : اذا كانت قيمة k = ١,٠٠١ فقط في ١٠٠٠ جيل (اذا كان الزمن الكلي المستغرق ١,٠ ثانية) فأن عدد النيوترونات،

وعليه مستوى القدرة، سوف يرتفع بمعامل مقداره ١,٠٠١ الى الاس ١٠٠٠، او (١,٠٠١)^١٠٠٠ والذي قيمته ٢,٧. ان هذه الزيادة ستكون غير محتملة. من ناحية اخرى فـأن تحريـك قضبان السيطرة لفترة زمنية مدتها اقل بكثير من ٠,١ ثانية لايبدو امرا واقعيا من الناحية العملية. الحل المتوفر، يكمن في الحقيقة البسيطة في ان ليس جميع النيوترونات المتولدة في المفاعل تظهر «بصورة انية» ان معظم النيوترونات تظهر ضمن فترة زمنية بحدود ١٠^-١٧ ثانية من زمن الانشطار. وهذا الذي يعني «بصورة انية». من ناحية اخرى فأن قسما صغيرا من النيوترونات، (حوالي ٠,٥٪) في حالة المفاعلات الحرارية التي وقودها من اليورانيوم، تنتج من انحلال نواتج الانشـطار التي لها انصاف اعمار (الزمن الذي يستغرقه النموذج ليتحول الى نصفه نتيجة للأنحلال الاشعاعي) في حدود ثوان. انصاف الاعمار هذه اكثر بكثير من ١٠^-٤ ثانية المذكورة سابقا وعلاوة على ذلك فأن هذا العدد الصغير من النيوترونات «المتأخرة» تخفض بصورة اساسية معدل سرعة تغير عدد النيوترونات



شكل ١ ـ ٥ قضبان السيطرة

ان معدل التفاعل يمكن ان يسيطر عليه بواسطة «قضبان السيطرة» المتكونة من مادة تمتص النيوترونات. ان قضبان السيطرة تؤدي الى تغيير عدد النيوترونات المتوفرة للانشطار. من ثم تتم السيطرة على مفاعلية القلب. ان المفاعل غالبا يمتلك مجموعة خاصة من قضبان السيطرة تستخدم لغرض الاطفاء اي ايقاف التفاعل المتسلسل بسرعة.

في المفاعل. كنتيجة لذلك يمكن انجاز السيطرة (انظر الملحق هـ لتفصيل اكثر).

تتكون منظومة السيطرة بصورة عامة من عدد من القضبان، محملة بعناصر ممتصة للنيوترونات مثل البورون او الكادميوم والتي يمكن ان تحرك الى داخل وخارج قلب المفاعل لانتخاب جزء النيوترونات المختصة. اضافة لذلك فان المفاعلات يمكن ان تحوي «سموما محترقة» كجزء من القلب - النويات التي تمتص النيوترونات تصبح خامدة بعد الامتصاص. علاوة على ذلك، فقد تضاف السموم بصورة اعتيادية خاصة في حالة الطوارىء، والتي ستناقش في الجزء القادم.

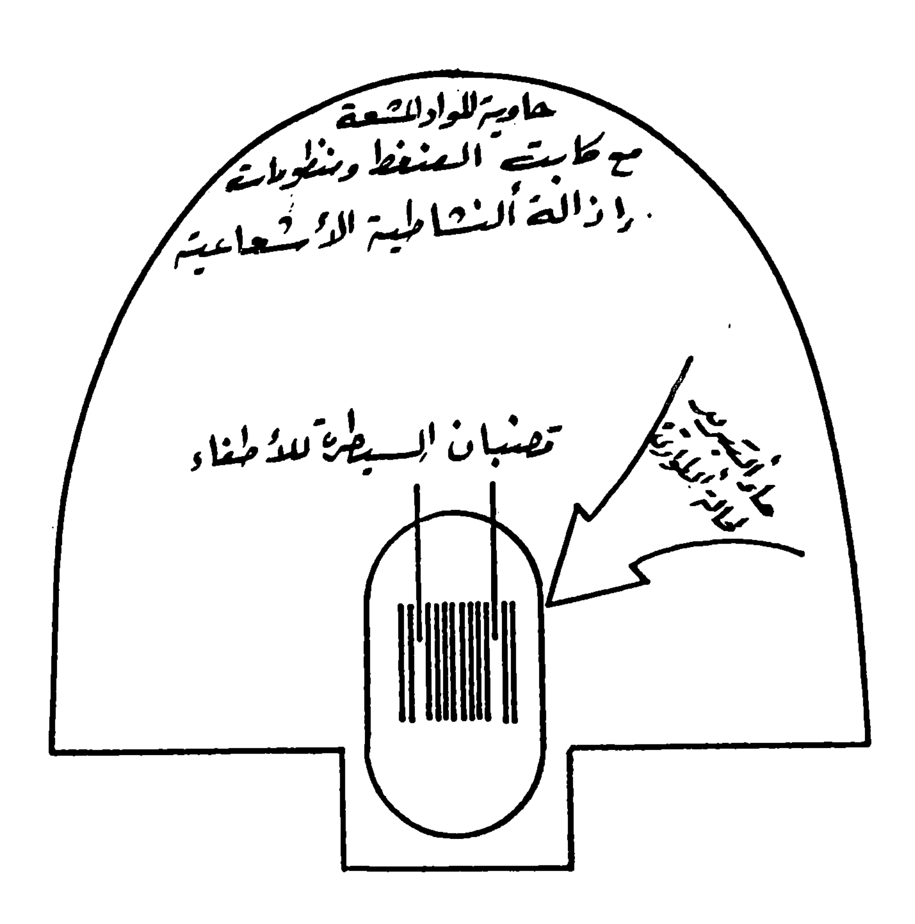
احتياطات الطوارىء وبناية المفاعل

لكل مفاعل طريقة «تشغيل عادي» تحتاج، بين اشياء اخرى، تجهيز تبريد كاف لصيانة التكامل البنائي لمنظومة المفاعل، وبصورة خاصة القلب، وعدم السماح لهروب المواد المشعة المتولدة الى البيئة العامة. بهذين التحديدين، يوجد مجال كبير لتصاميم متنوعة. ان نفس المنظور يكون صحيحا للمنظومات المساندة والتي تعمل عند حدوث خلل في عمل المنظومة الاصلية. حتى في حدود هذه الاحتياطات فيمكن اضافة بعض الملاحظات والاجراءات قبل الخوض في هذا الموضوع. انه لمن المناسب ان نشير الى ان منظومات سلامة المفاعل يمكن ان تقسم الى قسمين، منظومات السلامة، والتي تكون متصلة بالطبيعة الفيزيائية الخاصة لفكرة المفاعل، ومنظومة السلامة الهندسية وهي المنظومات التي تكون مضافة الى الفكرة الاساسية للمفاعل. (انظر شكل ١ - ٦) كمثال للاليات الذاتية، في مفاعل الماء الخفيف، فأن زيادة تسخين مائع التبريد بسبب الارتفاع غير الاعتيادي في معدل التفاعل يؤدي الى خفض كثافة الماء وبالتالي توقف التفاعل المتسلسل بسبب عدم توفر التهدئة الكافية للنيوترونات. ومن جهة اخرى فأن، منظومة قضبان سيطرة الاطفاء في حالة الطوارىء يمكن ان تعتبر منظومة السلامة الهندسية. ان التصميم المحدد للمفاعل يميل الى زيادة احتياطات السلامة المقرونة بالخصائص الفيزيائية الذاتية ومسندة بمنظومات هندسية مستقلة.

في مناقشة موضوع التبريد، تم ملاحظة ان اسطوانة الوقود، الصغيرة ذاتها تتعرض الى اعلى درجات الحرارة في المفاعل. عند ظروف التشغيل الاعتيادي فأن درجة الحرارة هذه تكون دائما تحت درجة انصهار الوقود ولمفاعلات عديدة فأن غلاف الوقود ومادته هو الاكثر حراجة في كون احتمال انصهاره بدرجة اوطأ من درجة انصهار مادة الوقود نفسها حيث ان الغلاف هو الذي يعطي الشكل الهندسي للقلب (وبصورة خاصة عندما يكون فيها القلب مبردا بسائل). عند الاقتراب من نقطة انصهار اغلفة الوقود فأن قضبان الوقود يحتمل ان تنحني او تتمدد بصورة كافية لتجعل نموذج جريان مائع التبريد مضطربا، وبذلك قد تنشأ صعوبة في التبريد في حالة كون الاضطراب موقعيا. ان ذلك يقود الى حدوث تلف شديد قد يؤدي الى الاسراع في تسرب كميات كبيرة من المواد المشعة الى مائع التبريد. لهذه الاسباب فأن غلاف الوقود يجب ان يتحمل درجات حرارة اعلى من درجة الحرارة التي وضعت في التصميم وكذلك درجات الحرارة التشغيلية.

ان الغلاف بالاضافة الى كونه يحافظ على الترتيب الهندسي فأنه يعتبر احد الموانع المهمة التي تحول دون انطلاق المواد المشعة. ان الكمية الكبيرة من المواد المشعة المتولدة اثناء اشتغال المفاعل يجب ان تحصر في موقع المفاعل. ان ابسط الطرق الممكن اتباعها هي حفظ المواد المشعة في مادة الوقود نفسه

ويحدث ذلك تلقائيا الى حد كبير حيث ان معظم التفاعلات النووية تحدث في الوقود الموجود في حالته الصلبة. ان نواتج التفاعل وبلاخص، شظايا الانشطار الكبيرة، تميل الى التجمع في مادة الوقود. مع ذلك فأن بعض نواتج التفاعل تكون غـازية. وبصـورة خاصـة في درجات حـرارة التشغيل الاعتيادي، فأن بعض منها سوف ينفذ خلال مادة الوقود، ولكن غلاف الوقود او اي مادة اخرى يمكن ان تمنع تسرب مثل هذه المواد المشعة من الوقود الى المحيط. لمنع تسرب الغازات، فأنه من الضروري ان يكون الغلاف المعدني (المستعمل في مفاعلات الماء الخفيف) ملحوما باحكام وبعدها يتم اجراء فحص التسرب.



شكل ١ ـ ٦ جوانب الطواريء لمفاعلات الماء الخفيف

ان وظائف منظومات الاطفاء وتبريد القلب عند الطوارىء هي مصممة لمنع انصهار الوقود النووي. ان الحاوية للمواد المشعة ومنضوماتها الملحقة هي مصممة للحد من تحرر المواد المشعة، لكل من الحوادث المفاجئة البسيطة كذلك التي تتضمن انصهار القلب بصورة رئيسية.

بالرغم من احتياطات اللحيم والفحص فأن نسبة قليلة من اعمدة الوقود او القضبان تسرب الغازات المتولدة الى مائع التبريد في المفاعل. علاوة على ذلك، فان بعض النشاط الاشعاعي يعود الى تكون مواد مشعة في مائع التبريد نفسه بسبب اشتغال المفاعل. (لاجل المثال، تولد كمية قليلة من التريتيوم H ـ ٣ في مفاعلات الماء الخفيف والذي يتولد نتيجة اقتناص النيروترونات بواسطة كمية قليلة من الديتريوم الموجودة في الماء. في بعض المنظومات، فأن النيوترونات تنتج N ـ١٦ من الاوكسجين في ماء التبريد). ان المواد المشعة التي قد توجد في مائع التبريد، بغض النظر عن مصدرها، يمكن ازالتها بواسطة منظومات تنظيف لاستخلاصها وجمعها ومن بعد ردمها في اماكن ردم النفايات المشعة، او اطلاقها الى محيط البيئة بطريقة علمية مسيطر عليها (انظر الفصلين ٢، ٣).

بالرغم من ان الوصف الشامل للمنظومات التي تتعامل على الحلات غير الاعتيادية يكون اكثر صعوبة، الا ان قليلا من الامثلة سيكون مفيدا. ان المنظومة الاساسية تكون بجعل، منظومة السيطرة كجزء اساس كما تم مناقشته في الفقرة السابقة. في مفاعلات عديدة، يوجد نوعان من القضبان في منظومة السيطرة، النوع الاول للسيطرة والنوع الثاني للاطفاء وهو الذي يتم تصميمه لتوفير إيقاف سريع للتفاعل المتسلسل ضمن شروط السلامة. ان السرعة الفعلية التي عندها يحدث الاطفاء (تعني المعدل الذي عنده يتناقص معدل الانشطار) تعتمد على كمية وسرعة اضافة مادة السيطرة. التغير التشغيلي الاعتيادي في مستوى القدرة يمكن ان يحدث بحدود فترة ساعات. ان الفترة الزمنية اللازمة لاطفاء المفاعل يمكن ان تستغرق عدة ثوان والتي يمكن ان تكون معبرة عن الفترة الزمنية ذات الاهمية في بعض الحالات.

كما ذكر سابقا، فأن بالامكان استخدام المواد التي تمتص النيوترونات بطرق مختلفة في المفاعل. (في بعض الحالات يمكن استخدام هذه الطريقة لاعمال السيطرة الاعتيادية). بصورة عامة يفترض ان تكون هناك منظومات سائدة لضمان اطفاء المفاعل عندما تكون هناك ضرورة. بعض الحالات الشاذة تضمن اطفاء المفاعل بنفسها. ان الملاحظ، انه في حالة فقدان الماء المبرد من مفاعل الماء الخفيف، فأن المفاعل يصبح في الحالة تحت الحرجة لعدم تهدئة النيوترونات الى طاقات اوطىء والتي عندها يكون المقطع العرضي للانشطار ذا قيمة عالية. كنتيجة لذلك، يتوقف التفاعل المتسلسل، حتى بدون ادخال قضبان السيطرة. اما بالنسبة للمفاعلات السريعة، على كل حال، فأن فقدان مائع التبريد لايمنع من الوصول الى الحالة الحرجة بل يحتمل ان يكون التأثير مضادا وذلك بزيادة معدل التفاعل. ان استمرار الحاجة الى التبريد حتى بعد اطفاء المفاعل مسألة مطلوبة لكافة انواع المفاعلات.

ليس من الممكن تحديد كافة الظروف التي سوف تضمن الاطفاء (تسمى «الاطفاء السريع» اذا تطلبت الحال اطفاءا سريعا). بصورة اعتيادية، فأن اي حيود (تشغيل خارج الحدود المعينة) في العوامل التشغيلية، مثل درجات حرارة المبرد او حرمان المبرد، درجة حرارة عمود الوقود، السيل النيوتروني، او اي سلوك غير اعتيادي في الاجهزة التي تفحص هذه الكميات او اي عطل في المنظومة التي قد تبرز الحاجة لها في حالة الطواريء يحتمل ان تحدث اطفاء المفاعل. وكنتيجة، فأن معظم الاطفاءات لاتكون بسبب العطلات في المنظومة الاساسية للمفاعل ولكن بالاحرى تعود الى منظومات الاسناد والمراقبة.

عندما يتوقف التفاعل المتسلسل بأدخال اعمدة السيطرة، فأن ذلك لايؤدي الى تعطيل جميع

وظائف المفاعل الاخرى. ومن المهم جدا، وجوب استمرار منظومة التبريد في العمل وذلك بسبب استمرار توليد الحرارة من نواتج التفاعل خلال انحلال نشاطها الاشعاعي. ان مستوى القدرة بعد الاطفاء مباشرة يبقى بحدود ٧٪ من مستوى القدرة التشغيلي، وان هذه النسبة تولد حرارة كافية تستدعي استمرار التبريد لمنع حدوث ضرر لتراكيب قلب المفاعل. ولهذا السبب فأن الحاجة قائمة كما نرى وجوب استمرار ضخ مائع التبريد بكفاءة قليلة تكفي للغرض اعلاه ولو انها لاتشكل الا نسبة قليلة من قابلية التبريد المتوفرة اثناء التشغيل بمستوى قدرة اعتيادي. وعليه، فان التبريد يجب ان يكون جاهزا تحت جميع الظروف بصورة خاصة، حتى إذا كان السبب في اطفاء المفاعل هو فقدان مائع التبريد، فأنه من الضروري ان تبقى كمية كافية او ان تجهز كمية كافية لمنع الضرر الذي قد يصيب القلب بصورة مؤثرة. في حالة غياب مائع التبريد، فأن اقساما من القلب ستنصهر بصورة فعلية، وهذا يُسبب من وجهة النظر التشغيلية تلفا الى المفاعل نفسه، وقد يقود الى تسرب المواد المشعة بصورة فعالة الى المحيط. وبسبب التأثيرات التي تتبع حدوث العطل والتلف في منظومة التبريد فأن ذلك اوجب توفير منظومات سائدة احتياطية لذلك وتعمل بمصادر طاقة خارجية. علاوة على ذلك فأن مفاعلات الماء الخفيف، تحتوي على منظومة تبريد للطوارىء لتبريد القلب (ECC) وتكون مستقلة تماما عن منظومة التبريد الرئيسية. ان فلسفة الازدواجية في المنظومات الاحتياطية والاستقلالية من الامور المهمة في تصميم المفاعل. ابرز الاهمية بصورة خاصة في عملية اطفاء المفاعل وكذلك في منظومات التبريد. مع ذلك فأن صلاحية وملاءمة هذه المنظومات موضوع خاضع للمناقشة.

كأستنتاج يجب ان نلاحظ، امكانية حدوث عطل في المنظومة الابتدائية للمفاعل نفسه وهذا يجب ان يؤخذ بنظر الاعتبار. هذه قد تكون بشكل كسر في انبوب التبريد او حتى في وعاء المفاعل. ان منظومات الطوارىء قد اعدت للتغلب على مثل هذه الحوادث. نعتبر منظومة الطوارىء لتبريد القلب (ECC) كخط دفاع اول بالاضافة الى ذلك، فأن وعاء المفاعل ومنظومة التبريد الابتدائية محاطات بحاوية كبيرة ومقاومة للزيادة في الضغط. في هذه الحاوية توجد منظومات لمنع الزيادة الفعلية في الضغط ولتنظيف الجو الداخلي من التلوث بالمواد المشعة قبل تحررها الى البيئة الخارجية. ان اسوء مايمكن ان يحصل هو حادثة انصهار القلب وبالتالي انكسار وعاء المفاعل وكذلك الحاوية "containment". هناك كثير من التوقعات لمجرى الامور لمثل هذه الحادثة، ولكن من الصعوبة رسم تسلسل تتابع عمليات التلف لمثل هذه الحادثة بدقة. بعض الحماية سوف تتخذ بفعل اعمال الترشيح للمواد الموجودة ضمن البناية. ان احتمال حصول مثل هذه الحوادث ذات الاهمية سيناقش في الفصل الرابع.

عديد من المنظومات المذكورة اعلاه تمثل صيغا من منظومات السلامة الهندسية المصممة لكي تقوم بالحد من اي سلوك غير إعتيادي يؤدي الى ازاحة المواد المشعة او حدوث تلف في منظومة المفاعل الرئيسية وذلك بسبب التشغيل بظروف اعتيادية وغير اعتيادية. ان اخذ كافة الاعتبارات للحوادث والطوارىء يشكل جزءا رئيسيا في عملية التصميم. ان الواقع يحتم على الاشارة الى ان الشاغل الكبير امام مصممي المفاعلات هو توفير ضوابط ومنظومات السلامة للمفاعل وللناس العاملين والبيئة العامة، على اسس علمية وهندسية وضمن افضل ماموفر من المعلومات التي بحوزة المصمم.

CONF-740501. "Gas-Cooled Reactors: HTGR's and GCFBR's," topical conference, Gatlinburg, May 7, 1974 (NTIS).
A broad selection of technical papers on various aspects of gas-cooled reactors.
ERDA-76-107. "Advanced Nuclear Reactors," U.S. ERDA report ERDA-76-107, (May 1976) (NTIS).
A brief and elementary introduction to advanced reactor types.
Foster, J. S., and Critoph, E., "The Status of the Canadian Nuclear Power Program and Possible Future Strategies," *Annals of Nuclear Energy,* vol. 2, p. 689 (1975).
A brief description of possible configurations of the CANDU reactor.
Glasstone, S., and Sesonske, A., *Nuclear Reactor Engineering* (Van Nostrand Reinhold, New York, 1963).
A thorough introduction to nuclear engineering.
Lamarsh, J. R., *Nuclear Reactor Theory* (Addison-Wesley, Reading, Mass., 1966).
A quantitative treatment of the physics of nuclear reactors.
Penner, S. S., *Nuclear Energy and Energy Policies,* vol. 3 of *Energy* (Addison-Wesley, Reading, Mass., 1976).
A general introduction to the various kinds of nuclear-generated energy, including both fission and fusion systems.
Seaborg, G. T., and Bloom, J. L., "Fast Breeder Reactors," *Scientific American,* vol. 223, p. 13 (November 1970).
A description of fast breeder reactors, including the LMFBR and the GCFR.
Steam, Its Generation and Use, 28th ed. (Babcock & Wilcox, 1972).
A detailed treatment of many of the engineering aspects of steam systems, including both nuclear and fossil-fired generating systems.
WASH-1250. "The Safety of Nuclear Power Reactors (Light-Water Cooled) and Related Facilities," U.S. AEC report WASH-1250 (July 1973) (NTIS).
A broad and useful description of light-water reactors and of their safety features, from the point of view of the Atomic Energy Commission.
Wessman, G. L., and Moffette, T. R., "Safety Design Bases of the HTGR," *Nuclear Safety,* vol. 14, p. 618 (1973).
Describes HTGRs and their safety considerations.
Wilson, R., and Jones, W. J., *Energy, Ecology, and the Environment* (Academic, New York, 1974).
An elementary treatment of the environmental impact of energy-producing systems.

Bibliography — Chapter One

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

APS-1975. H. W. Lewis, et al., "Report to the American Physical Society by the Study Group on Light-Water Reactor Safety," *Reviews of Modern Physics,* vol. 47, supplement no. 1, p. S1 (1975).
Reviews the main features of light water reactors, their safety features, and the U.S. reactor safety research program.

remain or be supplied to prevent serious damage to the core. In the absence of cooling, portions of the core would actually melt, thus resulting from the operational point of view in destruction of the reactor, and possibly leading to a serious release of radioactivity. Because of the consequences of failure, components in the cooling system may be duplicated and have independent sources of power. Moreover, in light-water reactors, there is an emergency core cooling (ECC) system that is largely independent of the main system. This philosophy of redundancy and independence is typical of any reactor design. It is particularly important in the shutdown and cooling systems. Even so, adequacy of these systems has been a matter of dispute.

To conclude this section, we should note that, to some extent, the possibility of breach of the reactor's primary system itself must be considered. This could come in the form of a break in a cooling line or even in the reactor vessel. Emergency systems are provided to cope with the more probable of such events. The first line of defense is, in fact, the ECC system. I[illegible]tion, the reactor vessel and primary cooling system will typically be enclosed b[illegible] containment building designed to withstand a significant overpressure. Inside this building will be systems to prevent substantial overpressure and to clean the internal atmosphere of radioactivity before any possible release to the external environment. The most serious, but presumably least likely, event would be a core meltdown that breached the reactor vessel, then the containment building. Various predictions have been made of the course of such an event, but it is difficult to specify a precise sequence for such an accident; some protection would be afforded by the filtering action of the materials underlying the building. The potential for serious accidents is discussed in Chapter 4.

Many of the systems mentioned above are examples of engineered safety features, features designed to limit the extent of any abnormality and to mitigate radioactive releases and damage to the reactor system from operation under both normal and abnormal conditions. Consideration of the possibility and probability of various events is an intimate part of reactor design. It is fair to say that reactor designers are typically satisfied that they have sufficiently provided for the safety of the public and of the reactor itself. Whether others are so satisfied is another matter.

الفصل الثاني

التأثيرات البيئية العامة



التأثيرات البيئية العامة

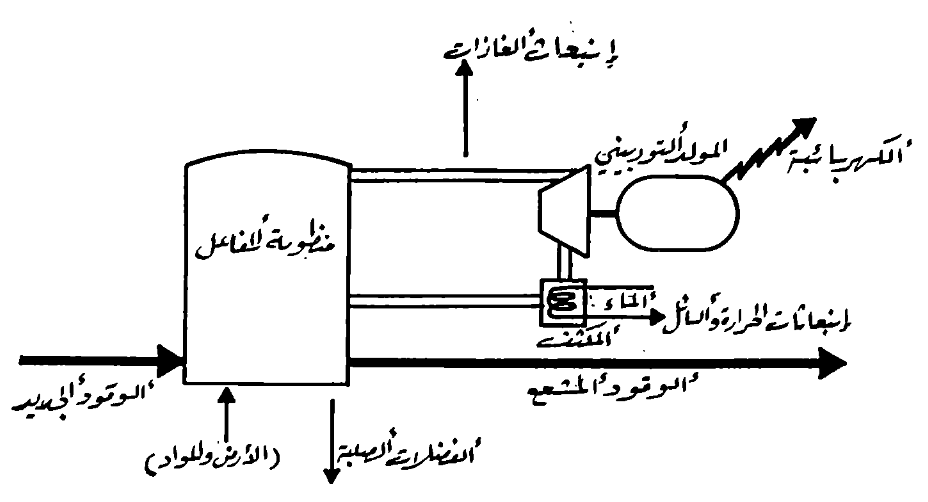
إن محطات القدرة النووية والمنشآت المرافقة تمتلك تفاعلا ملحوظا مع البيئة العالمية، وكذلك مع مستقبل البشرية بصورة عامة. فضلا عن ذلك، بنيت هذه المحطات لتجهز عائدا مهما، الا وهو الكهربائية، لذلك فهي نقطة تستحق التأكيد والايضاح. لقد ناقش الفصل الاخير جوانب التصميم الاساسية للمفاعلات، ولكن اعار انتباها قليلا لمسألة التأثيرات البيئية. ان هذا الفصل يخدم كمقدمة لهذا التفاعل البيئي ومضماره الواسع من حيث الاستفادة من الموارد الطبيعية ومايتعلق منها لتوليد الطاقة، اضافة الى المنظور البيئي الضيق وعلاقته بالصحة العامة وجوانب السلامة للمنظومات النووية.

العوامل الداخلة ـ الخارجة INPNT - OUTPUT PARAMETERS

لقد تمت الاشارة سابقا الى اثنين من الانبعاثات البيئية من محطات القدرة: النشاط الاشعاعي والحرارة. ومع ذلك فأن المنظار الاكثر عمومية يحدد مجموعة واسعة من المواد التي تَمُرُ داخل وخارج منظومات المفاعل والتي تم بيان قسم منها في الشكل ٢ ـ ١. ان من ضمن المواد التي يمكن تتبع مسارها في محطات القدرة يمكن تمييزها كالوقود، الطاقة، والمواد المنبعثة. ان الالتزامات الاخرى، مثل الارض ومواد بناء محطة القدرة، يمكن ايضا ان تعتبر من العناصر المهمة ولكن لم تؤخذ بنظر الاعتبار في هذا الكتاب. ومع ذلك فأن الطاقة المطلوبة لبناء محطة القدرة قد اشير اليها بأيجاز في نهاية هذا المفصل. الشكل ٢ ـ ١ يبين ان المادة الاساسية الداخلة الى المفاعل هي المادة القابلة للانشطار، بشكل وقود جديد (fresh fuel) اما النواتج الاولية الخارجة فهي الكهربائية والوقود المحترق المشعع. يتم تحويل جزء من الحرارة المتولدة في المفاعل الى الطاقة الكهربائية اما الباقي فيقذف الى البيئة خلال منظومة تبريد المكثف. فضلا عن ذلك، فأن جزءا قليلا من المواد المشعة المتولدة في المفاعل يتم طرحها الى المحيط الخارجي على شكل فضلات سائلة او غازية، اما الجزء الاعظم منها

فتتم السيطرة عليه بحفظه في الوقود المحترق (انظر الفصل الثالث)، بينما لاتزال المواد الاخرى مخزونة بشكل صلب. هذه الحرارة والنشاطية الاشعاعية المقذوفة تبقى في البيئة نتيجة الاشتغال الاعتيادي للمحطة النووية. يعتبر الوقود المحترق ناتجا اساسيا مهما بسبب احتوائه على نواتج الانشطار بصورة اكيدة وكذلك احتوائه على مواد انشطارية ذات قيمة عالية مما يدعو الى اهمية استخلاصها واعادة معاملة هذا الوقود المحترق.

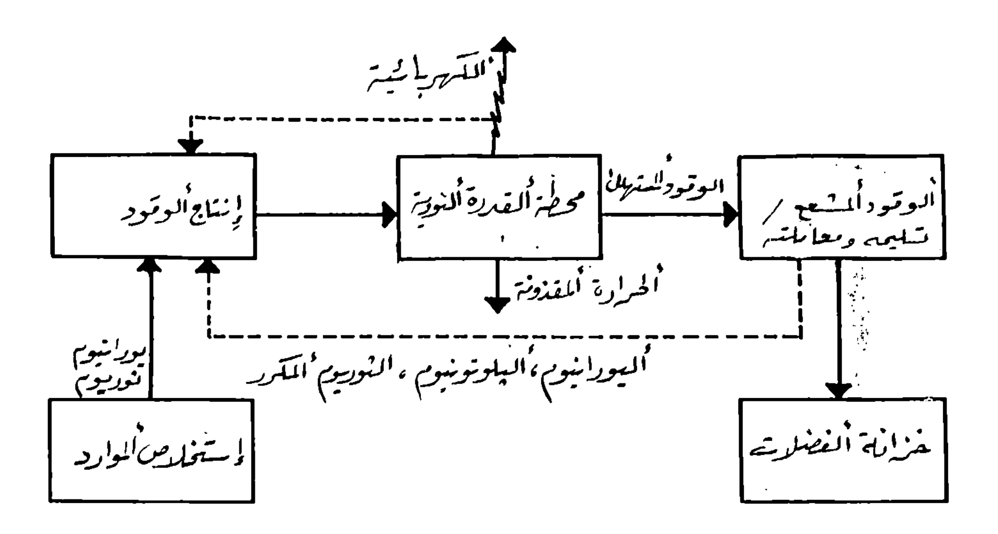
في الحقيقة، ان مجرى تتبع العمليات الحاوية على الوقود يتضمن كلا من الوقود الجديد والمشعع، والذي عن طريقه يتم ربط محطة القدرة النووية الى منظومة اعادة المعاملة في «دورة الوقود النووي» ان البداية في سلسلة عمليات دورة الوقود تتضمن انتاج وقود جديد نشط. ان هذه تتضمن عمليات استخلاص المصدر الخام والمنشآت التي تحول اليورانيوم الخام او الثوريوم الى شكل وقود مناسب للمفاعل المعين. اما النهاية الاخرى من دورة الوقود فتتضمن جميع المنشآت الضرورية لتصريف، معاملة، او خزن الوقود المشعع او المواد المستخلصة من الوقود. ان منشآت تصنيع الوقود التي تستخدم اليورانيوم او البلوتونيوم او الثوريوم المعاد تكريرها، في حالة وجود مثل هذه المنظمات



شكل ٢ ـ ١ مخطط يوضح طبيعة المواد الداخلة والخارجة لمحطة القدرة النووية. المادة الاساسية لمحطة القدرة النووية هي الوقود الجديد، اما المنتوج المطروح الرئيسي هو الكهربائية والوقود المحترق. بالاضافة الى ذلك، هناك طاقة اخرى تدخل وتخرج في المحطة. الاكثر اهمية هو المواد المشعة المحتواة في الانبعاثات الغازية والسائلة.

للتكرير، يخدم لربط هذين الجزئين من دورة الوقود. ان عملية الاذابة الكيمياوية للوقود المشع وفصل الوقود المتبقي وطرح النفايات الاخرى، عادة ماتسمى بعملية «اعادة معاملة الوقود reprocessing» . (هذه المرحلة يمكن ايضا ان تفهم لتتضمن تحويل الوقود واجزاء النفايات الى شكل كيمياوي او فيزيائي معين). ان العلاقة مابين محطة القدرة ودورة الوقود البسيطة مشار اليها في الشكل ٢ ـ ٢ . يزداد تعقيد دورات الوقود عندما يؤخذ بنظر الاعتبار امكانية تبادل مواد الوقود بين نوعين او اكثر من المفاعلات. في هذا الكتاب، اخذت دورة الوقود شكلا بحيث يمكن ان تعتبر كمصدر ومستودع «repository» للوقود. الفصل الحادي عشر كرس بصورة خاصة للاجابة على الاسئلة المتعلقة بموضوع معاملة الوقود والنفايات. الملحق [و] يلخص العمليات الكيمياوية والفيزيائية المرافقة الى دورة وقود مفاعل الماء الخفيف؛ ويتطرق الى مسائل البيئة وعلاقتها مع دورة الوقود. هذه المسائل سيتم التطرق اليها بعودة مختصرة في الفصل القادم.

من الواضح ان التعامل مع بعض الجوانب للمواد الداخلة والخارجة في المنظومات النووية يمكن ان يقع ضمن منظار المحطة النووية نفسها، بينما البعض الاخر يتطلب ان ينظر له من خلال دورة



شكل ٢ ـ ٢ مخطط عام لدورة الوقود النووي.

الوظيفة الاساسية لمنظومة محطة القدرة النووية هو استخلاص مصادر اليورانيوم او الثوريوم وانتاج الكهربائية. الشكل يشير الى الاتجاهات الرئيسية لمصادر الوقود والطاقة لدورة الوقود النووي. في عديد من المنظومات النووية، يكون تكرير الوقود ليس ضروريا. ان تخطيطا مماثلا، الى حد ما، يمكن ان يرافق دورة الوقود لمحطة قدرة غير نووية.

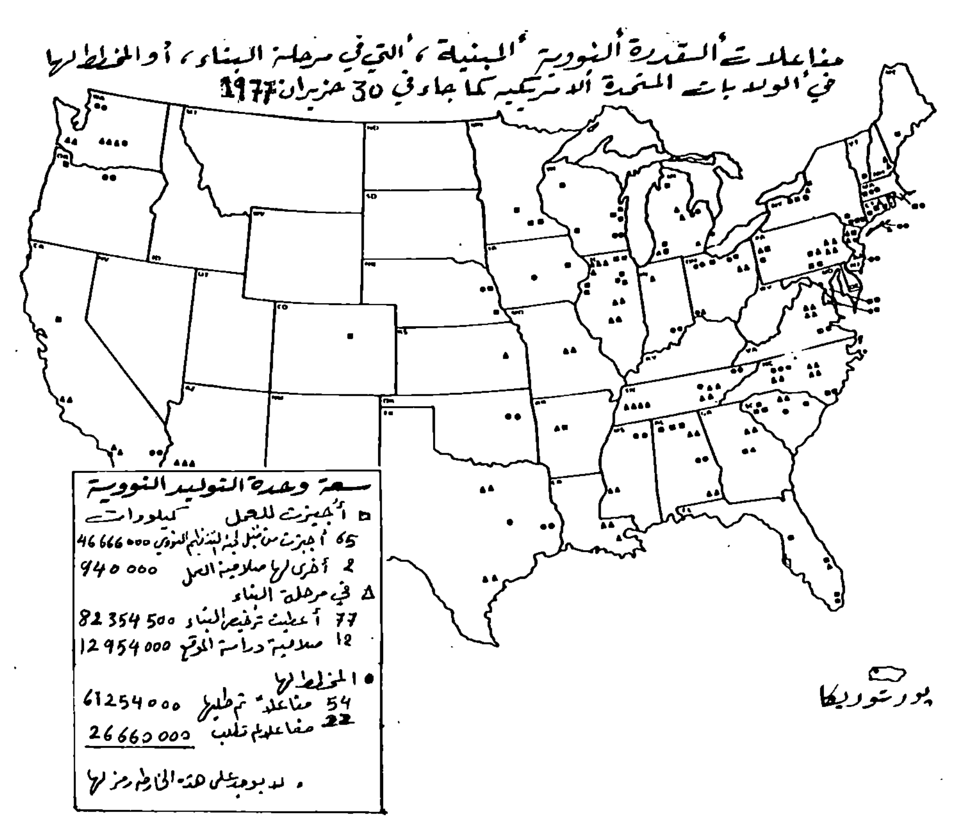
الوقود الكلية. في حالات كثيرة، يمكن ان نذكر على سبيل المثال، ان معالجة مسألة المواد المشعة المتولدة وكذلك الحرارة المتحررة يمكن ان ينظر اليها على اساس موقعي ضمن المنشأة وذلك بتوفير الظروف المناسبة لمنع تأثيراتها على البيئة العامة. من ناحية اخرى، فأن خصائص استخدام اليورانيوم مرتبطة بصورة معقدة مع تصميم دورة الوقود. وعليه، مع اننا غالبا مانربط الاحتياج الى اليورانيوم بنوع معين من المفاعلات، فأن ضرورة وجود دورة وقود مساندة ستكون مفهومة ضمنيا.

واخيرا هناك عوامل معينة من الاهمية بمكان سواء كانت ضمن منظور المعالجات التي تحصل ضمن موقع المحطة او ضمن دورة الوقود فأنها لاتأخذ مداها الارحب الا اذا تم النظر اليها بأفق واسع. مثال ذلك الكهربائية المنتجة بمنظومة القدرة النووية يمكن ان تقيم فقط على اساس الحاجة الملحوظة للقدرة الكهربائية. وكمثال ابعد، اهمية انبعاث النشاط الاشعاعي (اعتياديا كان ام كان عن طريق حادثة) من محطة القدرة النووية او من منشآت دورة الوقود فأن من الممكن تقييم تأثيرها فقط على اساس فهم العلاقة بين مستوى التعرض الى الاشعاع والتأثيرات السيئة التي تسببها للبشر وعلى القيمة السلبية لهذه التأثيرات. وكمثال اخير، فأنعكاسات التوسع، في محطات القدرة النووية التجارية، على انتشار الاسلحة النووية سيتم التطرق اليها ضمن اوسع الاطر.

يؤكد هذا الكتاب على خصائص ومميزات محطات توليد الطاقة من مصادرها النووية كما ان دورة الوقود تعرض بنوع من التفصيل لتأكيد ارتباطها مع جوانب المفاعلات الاساسية. واخيرا فأن بعض المادة المذكورة في القسم الاول والقسم الثاني تضع الاسس الفنية بصورة محدودة لغرض التمكن من اصدار القرار في دورة القودو النووية.

خصائص انواع المفاعلات السائدة

إنه من المفيد ان نلخص بصورة موجزة الصفات الرئيسية لبعض انواع المفاعل المتوفرة تجاريا. ان المفاعلات قيد المناقشة هنا هي مفاعل الماء المضغوط، مفاعل الماء المغلى، مفاعل الماء الثقيل، والمفاعل المبرد بالغاز. جميع هذه الانواع هي من صنف المفاعلات «الحرارية» والتي تعني، ان النيوترونات تهدىء لغرض الاستفادة من قيمة المقاطع العرضية الانشطارية العالية عند طاقة النيوترون الواطئة. ان جوانب التصميم الفيزيائية قد تم التطرق اليها بتفصيل اكثر في القسم الثاني. الفائدة الرئيسية في المناقشة الحالية هي الخصائص التي تحكم المتغيرات والمواد الداخلة والخارجة لهذه المفاعلات، ولكن ستتم الاشارة الى الفكرة العامة ايضا.



الشكل ٢ ـ ٣ مفاعلات القدرة النووية في الولايات المتحدة الامريكية

الشكل يبين المحطات النووية المبينة، التي سوف تبنى، او المخطط بنائها في الولايات المتحدة الامريكية، لحد ٣٠ حزيران سنة ١٩٧٧

في الواقع، فأن انتاج القدرة من مصادرها النووية تجاريا في الولايات المتحدة الامـريكية يتم بواسطة مفاعلات الماء الخفيف. ان محطات القدرة التجارية المشار اليها في الشكل ٢ ـ ٣ جميعها تستخدم مفاعلات الماء الخفيف (LWR_s) ماعدا مفاعل واحد في ولاية كولارادو. هذه المفاعلات، تستخدم الماء الاعتيادي، الذي يحوي تقريبا فقط على نظير الهيدروجين ذي العدد الكتلي = ١، كمهدىء ومبرد. هذا الهيدروجـين يمتلك احتماليـة عاليـة نسبيا لامتصـاص النيوتـرون وتوليـد الديتيريوم (نظير الهيدروجين ذو العدد الكتلي = ٢)، وبالتالي يمثل خسارة مهمـة في نيوتـرونات المنظومة. ان احتمالية هذا التفاعل يمكن اعتبارها عالية بحيث نتيجة لتأثيراتها لايمكن استخدام اليورانيوم الطبيعي كوقـود في مفاعـل الماء الخفيف في الـواقع، ان جميـع الوقـود، المستخدم في المفاعلات هو من اليورانيوم، ولكن تركيز نظير اليورانيوم ـ ٢٣٥ القابل للانشطار يزيد عن نسبة وجـوده الـطبيعيـة (٠,٧٪) الى مـايقـارب ٣٪ لكي يمكن تشغيـل المفـاعـل. هـذا التخصيب «Enrichment» عملية صعبة، مكلفة، وتتطلب استهلاك طاقة بكميات كبيرة والذي هو السبب الرئيسي في حقيقة كون الشكل ٢ ـ ٢ بشير الى ان كميات مهمة من القدرة الكهربائية المنتجة يعاد استخدامها في منشآت انتاج الوقود.

هناك نوعان من مفاعلات الماء الخفيف، مفاعل الماء المضغوط ومفاعل الماء المغلي لقد بين الشكل ١ ـ ٤ منظومات الانتقال الحراري لهذه المفاعلات الحرارية. ان مفهوم مفاعل الماء المغلي اسهل بعض الشيء من مفهوم مفاعل الماء المضغوط من حيث ان البخار ينتج فعلا في وعاء المفاعل نفسه، وان هذا البخار يقوم بتحريك المولدات التوربينية. اما في مفاعل الماء المضغوط، فأن مائع التبريد يبقى تحت ضغط عالي، لمنع حدوث الغليان بدرجة ملحوظة. عوضا عن ذلك، فأن المائع في درجة التبريد الرئيسية يستخدم لتوليد البخار في دورة التبريد الثانوية. وبالتالي يدفع البخار الى التوربين.

ان معظم محطات القدرة النووية التجارية في الولايات المتحدة الامريكية تستعمل مفاعلات الماء المضغوط، المجهز من قبل وبستنك هاوس(Westinghouse)، باب كوك ويلكوكس (Babcock and Wilcox)، وكومبستشن اينجينيرنيك (Combusten Engineering) كما ان عـددا كبيرا يستخـدم مفاعلات الماء المغلي المباع من قبل جينرال الكتريك (General Elecfric).

بعض العوامل الاساسية للمفاعلات التي قدرتها ١٠٠٠ ميكاوات ـ كهرباء (MWe) مبينة في الجدول ٢ ـ ١. هذه العوامل تتضمن جوانب تصميم واختيار مائع التبريد والوقود، خصائص استخدام الوقود، والعوامل الحرارية. بالنسبة لمفاعلات الماء الخفيف فأن كمية اليورانيوم التي يجب ان تغذى الى دورة الوقود النووي من مصادر اليورانيوم تكون معروفة على افتراض حصول اعادة معاملة الوقـود وان كلا من اليـورانيوم والبلوتـونيوم (والمنتـج بصورة رئيسيـة من اقتناص ^{238}U للنيوترونات) يعادان الى منشآت تصنيع الوقود. المعاملة واعادة التكرير غير حاصلين في الـوقت الحاضر الا انهما كانا يعتبران الى عهد قريب كجزء من الشكل النهائي لدورة وقود مفاعلات الماء الخفيف. كما نوقش في القسم الثالث، انه ليس من الضروري ان تعاد معـاملة او تكريـر وقود المفاعلات الحالية. لمفاعلات الماء الخفيف (LWR_s) فأن تكرير واستخلاص البلوتونيوم واليورانيوم يقلل من متـطلبات تغـذية اليـورانيوم الـطبيعي بحوالي ١٥٪. إن متـطلبات الـوقـود المبينـة في جدول ٢ ـ١ نأخذ بنظر الاعتبار هذا التوفير و تبين الرصيد السنوي المطلوب لتشغيل مستقـر وكذلك متطلبات اعادة التحميل والتحميل الاولي واللذين يمثلان الاحتياج الكلي طيلة فترة عمر

المفاعل. (ان متطلبات المقارنة للمفاعلات المتطورة مبينة في الفصل العاشر). هذه المتطلبات تفترض توفير تكنولوجيا التخصيب، وان جزء اليورانيوم المنضب (النفايات) في اليورانيوم ٢٣٥ يحتوي فقط على ٢,٠٪ من ^{235}U، والتي هي اقل من النسبة المئوية التي عملت عليها محطات التخصيب خلال السبعينات. اذا كانت النسبة المئوية في الجزء المنضب اعلى من ٢,٠٪ فأن ذلك يعني استخدام كمية اكبر من اليورانيوم الطبيعي لكي تنتج الكمية المطلوبة لليورانيوم المخصب

جدول ٢ ـ ١ الخصائص الممثلة لمفاعلات القدرة التجارية (سعة ١٠٠٠ ميكاواط حراري)

	مفاعلات الماء المضغوط PWR	مفاعلات الماء المغلي BWR	مفاعلات الديتريوم ـ اليورانيوم الكندية CANDU	مفاعلات درجة الحرارة العالية المبردة بالغاز HTGR
المبرد	ماء اعتيادي (H_2O)	ماء اعتيادي (H_2O)	ماء ثقيل D_2O)	غاز الهليوم
المهدىء	ماء اعتيادي	ماء اعتيادي	ماء ثقيل[أ]	كرافيت
نسبة تخصيب اليورانيوم ـ ٢٣٥	٢ ـ ٤٪	٢ ـ ٤٪	٠,٧٪	٩٣٪
نوية المخصب (الناتج)	يورانيوم ـ ٢٣٨ (البلوتونيوم ـ ٢٣٩)	كذلك	كذلك	ثوريوم ـ ٢٣٢ (يورانيوم ـ ٢٣٣)
متطلبات اليورانيوم السنوية عند الاتزان (طن من U_3O_8)[ب]	١٢٩	١٢١	١٢٥	٨٥
متطلبات اليورانيوم لطول عمر المفاعل (طن من U_3O_8)[ب]	٤١٠٠	٤٠٢٠	٤١٦٠	٢٩٨٠
الكفاءة الحرارية	٣٢ ـ ٣٣٪	٣٣ ـ ٣٤٪	٢٨ ـ ٣٠٪	٣٩٪
متطلبات ماء التبريد الخارجي كمرة واحدة (غالون / دقيقة بارتفاع بدرجة الحرارة يعادل ١٥ف)	١٠٠٠,٠٠٠	٩٦٠,٠٠٠	١٢٢٠,٠٠٠	٧٤٠,٠٠٠
نوع القلب	قضبان وقود (حزم بجمعات)	مجمعات قضبان الوقود	مجمعات قضبان وقود (الضغط المسلط عليها بصورة انفرادية)	دقائق الوقود منتشرة في قطع الكرافيت
ضغط المبرد بالباوند / انج مربع او (ميكا باسكال)	٢٢٥٠ (١٥,٥)	١٠٢٠ (٧,٠)	١٤٩٠ (١٠,٣)	٧٠٠ (٤,٨)
درجة حرارة المبرد عند خروجه من القلب، ف(مْ)	٦٢٠ (٣٢٧)	٥٤٥ (٢٨٥)	٥٩٠ (٣١٠)	١٣٧٠ (٧٤٣)

أ . يكون المهديء D_2O مفصولا عن المبرد وتحت ضغط يعادل الضغط الجوي (١٥ باوند / انج مربع)

ب . متطلبات اليورانيوم هذه قد استلت من الجدول ١٠ ـ ١ بافتراض استعمال البلوتونيوم واليورانيوم المكرر لمفاعلات الماء المضغوط والماء المغلي، اليورانيوم المكرر لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز، وعدم استعمال الوقود المكرر لمفاعلات الكاندو. (متطلبات مفاعلات الكاندو الحالية اعلى من التي ذكرت هنا).

بحدود نسبة تخصيب (من ٢٪ الى ٤٪).

ان مايتطلبه مفاعل الماء الخفيف خلال مدة اشتغاله الكلية تبلغ ٤٠٠٠ الى ٦٠٠٠طن من u_3o_8 الطبيعي، حين ان U_3O_8 يمثل الصيغة الكيمياوية التي يرسل بها اليورانيوم بعد عملية التعدين والطحن (كما سيناقش في الفصول القادمة). حوالي ١٠٪ من الكمية الكلية من u_3o_8 تجهز لتحميل قلب المفاعل عند تشغيله لاول مرة. لتفصيلات اكثر، انظر القسم الثالث (الجدول ١٠ - ١ و ١٠ - ٢).

هناك عوامل مهمة ومواصفات لنوعين اخرين من المفاعلات مبينة في الجدول ٢ - ١. الاول هو كمثال للمفاعل الذي يستخدم الماء «الثقيل» كمهدىء ومبرد. كما تم عرضه سابقا، فأن الديتيريوم في الماء الثقيل يقتنص بصورة اساسية عدد نيوترونات اقل من الهيدروجين في الماء «الخفيف». هذه الخسارة الاقل في النيوترونات تعني الحاجة الى نسبة مئوية اصغر من المادة القابلة للانشطار لغرض الوصول للحالة الحرجة (توفير في الوقود). (توجد مادة ماصة للنيوترونات اقل مما في حالة الهيدروجين والتي تتنافس مع المواد الانشطارية في امتصاصها للنيوترونات). كنتيجة، ان مايحتويه اليورانيوم الطبيعي من المادة القابلة للانشطار يكون كافيا لكي يبلغ المفاعل حالته الحرجة باستخدام هذا النوع من المهدىء (الماء الثقيل). مثل هذا المفاعل تم بيعه من قبل الطاقة الذرية الكندية المحدودة (Atomic Energy of Canda Limitted) في كل من كندا وخارجها (عدا الولايات المتحدة الامريكية). ان المفاعل المعروض من قبل الكنديين في السوق حاليا هو الكاندو (CANDU)، مفاعل «اليورانيوم - ديتريوم الكندي»، وهذا المفاعل له منظومات منفصلة لكل من المهدىء والمبرد. يشغل المهدىء وعاء كبيرا بضغط واطىء خلال قنوات وقود مضغوط ومبرد كلا على انفراد. كنتيجة، هذا المفاعل له تركيب مختلف عن مفاعل الماء الخفيف. يمر الماء الثقيل المسخن في هذه القنوات التي فيها ضغط معين خلال مولدات البخار، مولدا البخار الاعتيادي الذي يقوم بتدوير المولدات التوربينية.

ان مفاعل الكاندو لايحتاج الى منشآت تخصيب الوقود. علاوة على ذلك، ان المادة القابلة للانشطار في الوقود المشعع تكون بنسب واطئة حيث افترض ان اليورانيوم والبلوتونيوم لايستخلصان من الوقود. ان استهلاك هذا المفاعل من الوقود لفترة اشتغاله الكلية تماثل استهلاك مفاعل الماء الخفيف المستخدمة لليورانيوم والبلوتونيوم المكرر. هذا هو واقع الحال بالرغم من ان الكفاءة الحرارية (نسبة الطاقة الكهربائية الخارجة الى الطاقة الحرارية المتولدة) للكاندو اوطىء (٢٨٪ - ٣٠٪) بالمقارنة مع مفاعلات الماء الخفيف (٣٢٪ - ٣٤٪).

يمكن بيان بعض العوامل التصميمية لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز (HTGR)، المقدمة من قبل جنرال اتوميك (General Atomic)، (ان هذا المفاعل غير متوفر في الاسواق). ان المفاعلات المبردة بالماء كما تمت مناقشتها اعلاه يكون وقودها بشكل حزمة قضبان ضمن مجمعات مغمورة في الماء. اما مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز (HTGR) فيختلف تماما من حيث (ان منطقة القلب مكونة بصورة اساسية من كتل الفحم المكدسة. هناك مناطق صغيرة من كل كتلة تحتوي على جسيمات وقود[1]، مطلية بصورة منفردة بمادة سيراميكية صلبة. ان الكاربون يقوم بتهدئة النيوترونات، وان القلب يبرد بغاز الهليوم الذي يجري خلال وصول كتل الفحم. ان الهليوم المسخن يولد البخار في المبادل الحراري الذي يجهز التوربينات بالبخار مولدا الطاقة، كما هو الحال في

تصميم المفاعلات التي تستخدم الماء كمبرد. ان كلا من القلب، مولدات البخار، ومضخات مائع التبريد تتواجد في وعاء كونكريتي منفرد، مما يجعل هذا المفاعل يختلف تصميما عن المفاعلات التي تم وصفها.

الوقود المستخدم في هذا المفاعل يختلف جوهريا عن وقود المفاعلات المبردة بالماء الوقود مصمم على اساس استعمال الثوريوم ـ ٢٣٢ (النظير المتواجد بصورة طبيعية) كمادة خصبة مولدة، عوضا عن اليورانيوم ـ ٢٣٨. ان اليورانيوم المستخدم كوقود في المفاعل يمتاز بنسبة تخصيب عالية (٩٣٪) من اليورانيوم ـ ٢٣٥، وبذلك يكون الوقود متخلصا من معظم اليورانيوم ـ ٢٣٨. ان اليورانيوم ـ ٢٣٣ الحاصل من اقتناص الثوريم للنيوترونات يمكن اعادته الى المفاعل بعد اجراء عملية معاملة الوقود. (اي كمية متولدة من البلوتونيوم نتيجة لتحول اليورانيوم ستبعد الى خزانة النفايات). يمكن ملاحظة ان متطلبات الحاجة الى اليورانيوم طيلة فترة اشتغال مفاعل درجة الحرارة العالية والمبرد بالغاز (HTGR) هي اقل من احتياجات المفاعلات الاخرى. ولكن، مايمكن ملاحظته ايضا هو ان سبب ذلك يعود بصورة اساسية الى الكفاءة الحرارية العالية لمفاعل (HTGR): (لأي كمية معينة من الحرارة المنتجة لكل طن من اليورانيوم المستخدم) فأن مفاعل (HTGR) يمكن ان يولد اعلى كمية من الطاقة الكهربائية مما تنتجه المفاعلات الاخرى).

جميع هذه المفاعلات الاربعة تعتمد في تحميلها الاولي بالمادة الانشطارية على اليورانيوم ـ ٢٣٥. كما مشار اليه في الجدول ٢ ـ ١ فأن «نسبة التخصيب» والتي تمثل النسبة المئوية لليورانيوم ـ ٢٣٥، تتغير بصورة كبيرة. ومع ذلك، فأن الحالة التي يتواجد فيها اليورانيوم بشكل خزفي (سيراميكي)، غالبا مايكون على شكل ثاني اوكسيد اليورانيوم (uo_2)، ولكن في حالة وقود مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز (HTGR) فقد يكون بشكل كاربيد ايضا (مركب من الكاربون واحد المعادن).

ان استعمال ثاني اوكسيد اليورانيوم، عوضا عن اليورانيوم المعدني، يؤدي الى تقليل كثافة ذرات اليورانيوم في الوقود وكذلك التقليل في قابلية التوصيل الحراري للوقود حيث أن كلا التأثيرين هما خسارة من وجهة النظر التصميمية للمفاعلات. مع ذلك فأن المادة السيراميكية مثل ثاني اوكسيد اليورانيوم تتميز بأفضلية على اليورانيوم المعدني بسبب عدم تأثرها السريع عند تعرضها للاشعاع وكذلك مقاومتها للتآكل الكيمياوي؛ ان مركب الاوكسيد ايضا يساهم في احتجاز قسم واسع من نواتج الانشطار الغازية التي يحتمل هربها بسهولة في محيط اخر غير الخزفي. ان درجة الانصهار العالية لثاني اوكسيد اليورانيوم ٢٨٠٠م تسمح بالتشغيل بدرجات حرارة عالية، تغلبا على قابلية التوصيل الواطئة ولحدود معينة المواد النووية الاخرى ذات الاهمية الممكنة في المفاعلات هي البلوتونيوم والثوريوم للمفاعلات النووية «التجارية» الامريكية، فأن هذه المواد توجد بشكل ثاني اوكسيدات (وكاربيدات)

مع ذلك، انه من المهم ان نلاحظ ان الانواع المتطورة من هذه المفاعلات تستخدم اشكال كيمياوية اخرى للوقود النووي.

ستتم مناقشة موضوع ازاحة المواد المشعة بطريق روتيني او نتيجة حادث من محطات القدرة النووية وذلك في الفصلين القادمين.

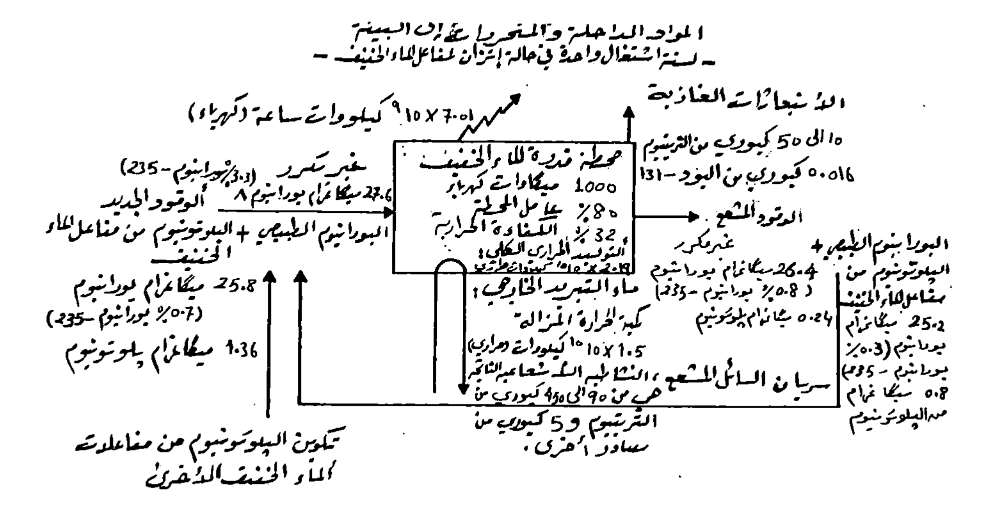
---

(١) هذا التركيب من الكتل الفحمية وتكتلات الوقود يذكرنا بمفاعل فيرمي «Fermi» الذي بني في سنة ١٩٤٢ والذي قدرته ٢٠٠ وات.

المرونة التشغيلية

الصعوبة الرئيسية في محاولة تمييز المفاعلات هو ان العوامل الداخلة ـ الخارجة (input - output) يمكن ان تتغير بصورة اساسية، معتمدة على كيفية بنائها وتشغيلها. ان اكثر هذه العوامل اهمية هي كمية اليورانيوم المطلوبة لانتاج طاقة كهربائية معينة. هذه التغذية المطلوبة في كمية الوقود سوف تعتمد بصورة واضحة على احتمال اجراء عمليات التكرير للوقود المشعع لاستخلاص المتبقي من المواد الانشطارية. مع ذلك، ان المفاعلات التجارية المتوفرة -حاليا، والتي جميعها مبردة بالماء الخفيف، لايكون هذا الاعتماد فيها كبيرا : حيث ان تغذية الوقود من اليورانيوم الطبيعي لكل كيلو واط ـ ساعة كهرباء (kwh) هو بحدود الضعف ان هذا يبدو واقعيا لان الطاقة المتحررة من عملية الانشطار لاتعتمد على نوع النواة الانشطارية كثيرا؛ كما ان نسبة المادة الانشطارية المنتجة الى المستهلكة (نسبة التحويل) لاتتغير بصورة كبيرة بين هذه المفاعلات في الوقت الحاضر، كذلك فأن كفاءة تحويل الحرارة الى كهربائية تكون دائما حوالي الثلث للمفاعلات الحالية.

لمفاعلات الماء الخفيف، بصورة خاصة، فأنه من الممكن ان نذكر خصائص مجموعة العوامل الداخلة ـ الخارجة مع بعض السماح لامكانية تكرير اليورانيوم والبلوتونيوم. ان هذه مبينة في الشكل ٢ ـ ٤. ان انتقال مواد الوقود الى خارج المفاعل يحدث بعد اشتغال المفاعل لبعض الوقت.



شكل ٢ ـ ٤ المواد الداخلة والمتحررات الى البيئة لمفاعلات الماء الخفيف.
الكميات المبينة هي كميات الوقود التقريبية وكذلك الانبعاثات لمفاعل الماء الخفيف الذي قدرتـه ١٠٠٠ ميكا وات كهرباء (MWe) والمشتغل بمعدل ٨٠٪ من معدل سعته. لقد افترض ان المفاعل يشتغل لمدة طويلة كافية كما يدخله الوقود ويخرج منه حتى يصل لحد الاتزان. ان النواتج «غير المكررة» يمكن ان تطبق بالتساوي على حالة اليورانيوم المكرر وبصورة جيدة، حيث ان اليورانيوم المكرر سيخفف الكمية المطلوبة من المصادر المنجمية. ان قضية «اليورانيوم الطبيعي + البلوتونيوم الناتج من مفاعل الماء الخفيف» تفترض تغذية المفاعل باليورانيوم الطبيعي المعزز بالبلوتونيوم الناتج من المفاعلات المغذاة باليورانيوم كوقود. انظر الجدول ١١ ـ ٢ والشكل و ـ ١ والشكل و ـ ٢ لغرض المعلومات التفصيلية.

بما ان التحميل الاولي لقلب المفاعل يختلف عن معدل التركيب لفترة عمر المفاعل، لذلك فأن حركة وانتقال المواد الداخلة والخارجة من المفاعل ستختلف نسبيا عن قيم التشغيل المستقر في المراحل التشغيلية الاولى. هذا النموذج المبين في الشكل ٢ ـ ٤ يبدو شاملا وبحيث يمكن ان يكون مناسبا ليمثل مخطط كامل لدورة الوقود (انظر الملحق ـ و) الشكل في الحقيقة، لايعطي فقط خطوط انتقال المادة، والانطلاقات البيئية لمحطة القدرة نفسها، ولكن يشير الى تتبع مسار دورة الوقود الكلية للمواد النووية.

من الاسباب الثلاثة المذكورة اعلاه للتشابه في متطلبات الوقود، فأن السبب الثاني فقط عرضة للتغير. ان التغييرات الرئيسية في نوع المفاعل او دورة وقوده لايمكن ان تؤثر في الثبوت النسبي لكمية الطاقة المتحررة من كل انشطار. كما لايوجد امل للتحسين الجوهري في كفاءة تحويل الطاقة. ولكن هناك رحابة للعمل على تحسين «نسبة التحويل» النسبة بين كمية المادة الانشطارية المنتجة (بصورة رئيسية من اقتناص النيوترون من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٨ او الثوريوم ـ ٢٣٢) الى المادة الانشطارية المستهلكة(بصورة رئيسية الانشطار). المادة الانشطارية المنتجة في المفاعل تستطيع ان تساهم بصورة مباشرة في انتاج القدرة في المفاعل الذي تكونت فيه، وكبديل لذلك، فأنها يمكن ان تستخلص من الوقود المشعع لكي تستخدم لاحقا في نفس المفاعلات او في مفاعلات اخرى. اذا كان معدل تكوين المادة الانشطارية بقدر معدل المادة المستهلكة (فأن ذلك يعني ان نسبة التحويل تكون واحدا) وان المفاعل بأمكانه العمل لمدة غير محدودة وبتحميلة وقود واحدة، ماعدا في حالة الخسارة للمادة الخصبة (بسبب التحويل)، كتكوين نواتج الانشطار الماصة للنيوترونات، وتأثيرات اخرى. (بأعتماد مبدأ معاملة الوقود وتوفر المواد الخصبة فأن بالامكان التقليل من اهمية هذه الصعوبات).

المفاعلات التي تكون مصممة لان تنجز نسب تحويل عالية او حتى ان تنتج مادة انشطارية اكثر مما تستهلك سيتم توضيحها في القسمين الثالث والرابع. ولكن حتى في المفاعلات المتوفرة في الوقت الحاضر، فأن نسبة التحويل يحتمل ان تتأثر بقوة نتيجة اختلاف بسيط بعوامل تشغيلية او تصميمية، مثل التكرار الذ يتم فيه استبدال قسم من وقود القلب بوقود جديد. ان استبدال مامقداره سدس كمية وقود القلب كل ستة اشهر، عوضا عن الثلث سنويا، سوف يمكن من تقليل كمية السيطرة المطلوبة، حيث ان ذلك يؤدي الى تقليل عدد النيوترونات التي قد تمتص بدون فائدة، وبالتالي ترتفع نسبة التحويل (Conversion ratio).

ان تغيير عوامل المفاعل الإخرى يمكن ان يحسن استثمار اليورانيوم. ان تحسين الكفاءة الحرارية لمحطة القدرة، (النسبة المئوية للطاقة الحرارية التي تكون متحولة الى طاقة كهربائية)، يقلل من الكمية المطلوبة من اليورانيوم. هذه الكفاءة تحدد باختيارات المواد وقابليتها على تحمل درجات الحرارة العالية والتي بالتالي تؤول الى تحسين كفاءة المنظومة النووية (انظر الملحق ـ د). ولكن، اذا ما وضعنا جانبا هذه الاعتبارات الاساسية الدقيقة ونظرنا الى المؤثرات والعوامل الخارجية نجد انها قد تؤدي الى تقليل كفاءة المنظومة المثالية، مثال تبني برج تبريد جاف لغرض التبريد بدرجات الحرارة الواطئة.

ان اختبار كيفية عمل اي مفاعل يعتمد اعتمادا مباشرا على موازنات بين حسابات معقدة للكلفة ومدى امكانية التنفيذ الفنية بالاضافة الى تأثيراته على عوامل البيئة العامة. قد يقوم مجهز المفاعل باعتماد تصميم معين للوقود ومعينا بذلك نسبة التحويل بهدف الحصول على توازن في الكلفة للمدة القصير والبعيد والتي تلائم الموقف المالي للجهة المستفيدة (ولتكن شركة انتاج القدرة). ان رفع نسبة التحويل. يؤدي الى خفض كمية اليورانيوم المطلوبة لمدى عمر المفاعل، ولكن ذلك يتطلب زيادة كمية اليورانيوم (ومن ثم زيادة المبلغ) المستثمر في بداية تشغيل المفاعل. الجدول ٢ ـ ١ يبين متطلبات اليورانيوم لمواصفات مفاعل اعتيادي والتي تمثل واقع الحال. ان نماذج المفاعلات المتوفرة لاتختلف كثيرا عن ماعرض في الجدول ٢ ـ ١ ماعدا الكمية الاولية في التحميل والتي قد تزيد في الحالات التي لاتشتمل على منظومة اعادة معاملة للوقود المحترق. في الفصول اللاحقة، سوف تناقش نماذج المفاعلات الخاصة بتفصيل اكثر، مع الاشارة الى الكيفية التي تكون فيها التغييرات مؤثرة على استخدام الوقود وعلى خصائص اخرى.

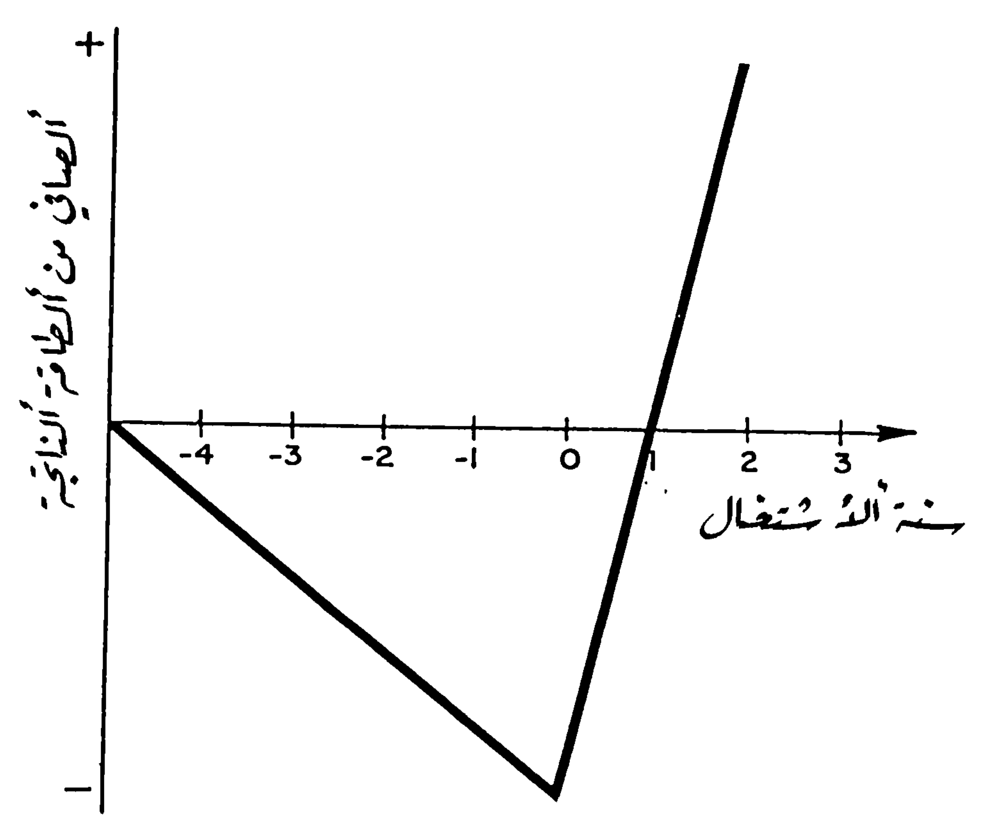
استثمار الطاقة في منظومة المفاعل

ان الغرض من منظومة القدرة النووية هو تحرير الطاقة المخزونة في النواة وتحويلها الى طاقة كهربائية، ان من المهم ان تكون الطاقة المنتجة اكثر من الطاقة المستثمرة في بناء او تشغيل المنظومة. هناك جانبان لمفاعلات القدرة النووية التجارية، قادت الى طرح تساؤ ولات فيها اذا كانت المحصلة الفعلية لانتاج هذا النوع من الطاقة ذا مردود ايجابي ام ان مايستهلك لانتاجها اكثر مما ينتج. الجانب الاول هو ان محطة القدرة التي تستخدم الانشطار هي مثال للتكنولوجيا المتطورة بصورة نسبية (ليست بدرجة تطور محطة القدرة الاندماجية). ان بناء المحطة الفعلي و بدرجة اقل، منظومات الاسناد تتطلب استثمارا كبيرا للمواد والعمل، وكلاهما يحتاج الى متطلبات معينة من الطاقة. اما الجانب الثاني ففيه نوع من الغرابة حيث ان محطات القدرة، في الولايات المتحدة مثلا، تحتاج الى وقود مخصب بالمادة الانشطارية (اليورانيوم ـ ٢٣٥) اعلى من الطبيعية (٠,٧٪). ان عملية التخصيب المستخدمة في الوقت الحاضر هي عملية «النفاذ الغازي» والتي يتم فيها تسخين سادس فلوريد اليورانيوم لتحويله الى الحالة الغازية ومن ثم يضخ خلال حواجز مسامية من خلالها يمر نظير الكتلة ـ ٢٣٥ بصورة اسرع. ان قيمة شغل الفصل المطلوب لانتاج وقود مفاعل الماء الخفيف يتطلب كمعدل حوالي ٤٪ او ٥٪ من منتوج محطة القدرة، وهذه كمية لايستهان بها نسبيا.

ان كلا من اعمال البناء للمنظومات الاساسية والساندة تحتاج الى طاقة وكذلك احتياج الطاقة لانجاز اعمال شغل الفصل لتلبية متطلبات الوقود الاولية قبل التشغيل الابتدائي للمحطة وكلاهما كلفة قبل البدء بتشغيل المحطة.

يبدو ان الطاقة المستهلكة في البناء تقارب مامقداره ٢ ـ ٣٪ من مجمل انتاج المحطة النووية طيلة فترة اشتغالها. اذا ماأخذنا اعتبار المتطلبات لمنشآت اخرى طيلة العمر الكلي في البناء وتخصيب الوقود فأنها لايمكن ان تكون اكثر من ٦٪ او ٧٪ من ناتج المنظومة. (الجانب الذي قد يؤدي الى رفع مثل هذه النسبة هو البدء باستخدام انواع المصادر الطبيعية للوقود ذات النسبة الواطئة، كما ستذكر

في الفصل التاسع. ولكن الحال قد لاتبقى كما هي حيث قد يتم استخدام منظومات اكثر كفاءة للتعويض عن استخدام كميات هائلة من الوقود ذي النوعية الرديئة). ان الكلفة الاولية الكلية لايمكن ان تزيد عن ٣٪ حتى اذا ماتم تزويد المفاعل بالوقود الاولي. عند التشغيل للمرة الاولى. على افتراض ان المحطة تشتغل حوالي ٣٠ سنة، فسيكون بالامكان اطفاء كامل الكلفة لهذه الفترة بما يعادل ناتج سنة واحدة فقط. يوضح الشكل ٢ ـ ٥ تغير صافي منتوج الطاقة مع الزمن، من هذا الشكل يتوضح ان هذا الاعتماد يشير الى ان منظومة القدرة النووية الكلية يجب ان تنمو بسرعة لينتج خسارة في صافي الطاقة. بما ان المحطة العاملة يمكن ان تجهز الطاقة الكافية لبدأ محطة جديدة في حوالي سنة اشتغال واحدة، لذلك فأن المنظومة تستطيع، من وجهة نظر صافي الطاقة ان تتضاعف في الحجم كل سنة تقريبا. وهذا لايبدو محتملا في الافق.



شكل ٢ ـ ٥ الطاقة الصافية من محطة القدرة النووية.

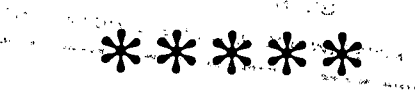
الطاقة الصافية المستحصلة من محطة القدرة النووية مشارا اليها بصورة تخطيطية كدالة لسنة الاشتغال. ان الطاقة الصافية هي الطاقة التي تكون اقل من الطاقة المطلوبة لانشاء المحطة ولبناء وتشغيل المنشآت المرافقة لدورة الوقود. ان وقت الصفر يمثل البداية لاشتغال المحطة. بعد سنتين من التشغيل، فأن المحطة تكون قد انتجت مايكفي من الطاقة لتسديد مااستثمر من مال وللبدء في انشاء محطة جديدة.

ان من المهم ان نلاحظ ان منظومات الطاقة الاخرى تتطلب استثمار كميات ملحوظة من الطاقة (او على الاقل تحمل كلفة). حتى محطات قدرة الوقود الكاربوني الاعتيادي تكون كبيرة، منشآتها معقدة، وبصورة خاصة تلك التي لها منظومة سيطرة على اطلاق نواتج الاحتراق التي يتطلب الامر توفرها في الوقت الحاضر. ان استثمارات الطاقة في مثل هذه المحطات يكون اقل من الاستثمار الذي يقابله في محطة القدرة النووية، ولكن ليست تماما مهملة. وكما ان الطاقة مطلوبة لتحضير الوقود، انه من الاستنارة ان تتأمل الحقيقة ان مصافي النفط الحالية، حوالي ١٠٪ من كل برميل من النفط المجهز للمصفى يستهلك لتشغيل المصفى. ان الطاقة المستهلكة في تشغيل محطات النووية لاتبدو مشكلة كبيرة في حين هناك جوانب اخرى ذات اهمية اعظم بكثير، كما سنلاحظ في الفصول القادمة

الاقتصاد والناحية العملية

الاعتبار الرئيسي في اختيار وتصميم منظومة المفاعل يكون الكلفة الكهربائية التي تنتجها، متضمنا كلفة المنشآت الرئيسية، كلفة عمليات التشغيل، وكلفة مواد الوقود. للقدرة النووية، كما للمنظومات الاخرى، هناك اختلاف كبير في الكلفة وكذلك فأنها تتغير مع مرور السنين وبسرعة وخاصة عندما تتم المقارنات بين المنظومات. بسبب عدم تحديد طبيعة كلف توليد الكهرباء بصورة صحيحة، وبخاصة مع منظور التخطيط المستقبلي، وسوف لن يتم التطرق الى هذه الاسئلة بأي تفصيل. ان مالكي محطات القدرة النووية يدعون بصورة مثالية على ان هذه الكهربائية المتولدة هي الان ارخص من الانواع الاخرى. لكن هذا الموقف يحتمل ان يتغير عندما تزداد المدة المستغرقة لاجازة محطة القدرة. والاكثر من هذا، فأن الكلف الظاهرية يحتمل ان لاتتضمن الكلف المرافقة، مثل معاملة النفايات. على العكس، فأن نفس الشي يحتمل ان يكون صحيحا للانواع الاخرى من محطات القدرة، كالتي توقد بالفحم. على اية حال، فأنه من الواضح ان هذه الاسئلة لايمكن معاملتها بصورة موجزة ومناسبة.

السؤال المطروح والذي له علاقة بأختيار نوع جديد من المفاعلات وهو من الناحية العملية فيما اذا كان بلامكان ان تكون هذه المفاعلات جاهزة في الوقت الذي نحتاجها فيه؟ المفاعلات الموصوفة في القسم الثاني جاهزة في السوق ولكن الوقت اللازم لبناء انواع جديدة سيكون طويلا. ان بناء القاعدة الصناعية للتصنيع تستغرق وقتا اطول. لهذا السبب، فأن انواع المفاعلات التي تعتبر تحويرات بسيطة للتكنولوجيا الحالية يمكن ان تطرح في السوق بفترة قصيرة نسبيا. اما الانواع المختلفة بصورة جذرية فأن ظهورها مرتبط بالوقت اللازم لذلك. لم تتم مناقشة موضوع ايصال المنظومات الى النطاق التجاري تفصيلا ولكن في الفصلين التاسع والعاشر تم التطرق الى بعض من هذه الجوانب البسيطة ضمنا.



Pigford, T. H., et al.: "Fuel Cycles for Electric Power Generation," Teknekron report EEED 101 (January 1973, rev. March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW Uranium-Plutonium Fueled Water Reactor," Teknekron report EEED 104 (March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW High-Temperature Gas-Cooled Reactor," Teknekron report EEED 105, (March 1975). These are included in "Comprehensive Standards: The Power Generation Case," U.S. EPA report PB-259-876 (March 1975) (NTIS).

Presents material quantities and environmental effluents in the fuel cycles for various technologies, including nuclear power.

Pigford, T. H., and Ang, K. P., "The Plutonium Fuel Cycles," *Health Physics*, vol. 29, p. 451 (1975).

Calculates quantities of plutonium and other heavy elements processed in the fuel cycles of several types of reactors.

WASH-1174(74). "The Nuclear Industry," U.S. AEC report WASH-1174(74) (1975) (NTIS).

Summarizes the state of the commercial nuclear industry as of late 1974; specifies the operator and location of various fuel cycle facilities.

WASH-1209. "The Potential Radiological Implications of Nuclear Facilities in a Large Region of the United States in the Year 2000," U.S. AEC report WASH-1209 (January 1973) (NTIS).

Estimates the size and impact of the radioactive emissions of a large nuclear power system.

WASH-1248. "Environmental Survey of the Uranium Fuel Cycle," U.S. AEC report WASH-1248 (April 1974) (NTIS).

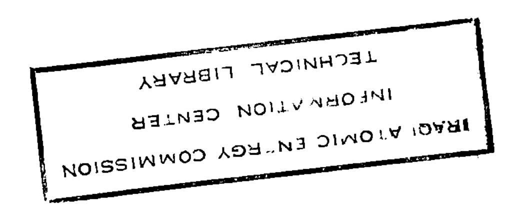
Summary of environmental impacts of the fuel cycle for light-water reactors.

WASH-1250. "The Safety of Nuclear Power Reactors (Light-Water Cooled) and Related Facilities," U.S. AEC report WASH-1250 (July 1973) (NTIS).

Gives some basic information on light-water reactors and on their fuel cycles.

Wilson, R., and Jones, W. J., *Energy, Ecology, and the Environment*, (Academic, New York, 1974).

Discusses many of the "environmental" aspects of energy technologies.



Bibliography — Chapter Two

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

APS-1977. L. C. Hebel et al., "Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management" (July 1977). To be published as a supplement to *Reviews of Modern Physics,* vol. 50.

General introduction to fuel cycles; treats implications of fuel reprocessing and waste management for various fuel cycles.

CONF-76-0701. "Proceedings of the International Symposium on the Management of Wastes from the LWR Fuel Cycle," Denver, July 11-16, 1976 (NTIS).

Many papers on various aspects of the management of LWR wastes.

Dahlberg, R. C., Turner, R. F., and Goeddel, W. V., "HTGR Fuel and Fuel Cycle Summary Description," General Atomic Company report GA-A12801 (rev., January 1974).

Describes HTGR fuel cycle, as well as the economics and uranium requirements of the HTGR.

ERDA-1. "Report of the Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program Review Group," U.S. ERDA report, ERDA-1 (January 1975) (NTIS).

Presents uranium requirements for many reactor types, particularly in appendixes.

ERDA-76-162. "The Management and Storage of Commercial Power Reactor Wastes," U.S. ERDA report ERDA-76-162 (1976) (NTIS).

Brief summary of the need for and possible methods of managing LWR wastes.

Foster, J. S., and Critoph, E., "The Status of the Canadian Nuclear Power Program and Possible Future Strategies," *Annals of Nuclear Energy,* vol. 2, p. 689 (1975).

Discusses features of the CANDU family of reactors, including their economics and uranium requirements.

GESMO. "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light-Water Cooled Reactors: Health, Safety, and Environment," 5 vols., U.S. NRC report NUREG-0002 (August 1976) (NTIS).

Detailed treatment of the environmental considerations associated with the recycle of plutonium from reprocessed LWR fuel.

NUREG-0001. "Nuclear Energy Center Site Survey – 1975," 5 vols., U.S. NRC report NUREG-0001 (January 1976) (NTIS).

A survey for sites in the United States that might be suitable for "energy centers," assemblies of several nuclear facilities.

NUREG-0116. "Environmental Survey of the Reprocessing and Waste Management Portions of the LWR Fuel Cycle" (supplement 1 to WASH-1248). U.S. NRC report NUREG-0116 (October 1976) (NTIS).

Describes environmental impacts of LWR fuel reprocessing and waste management.

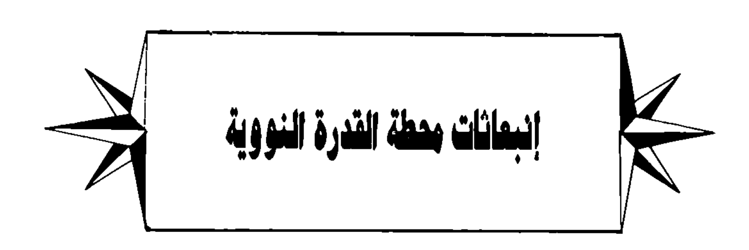
ORNL-4451. "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-4451 (July 1971) (NTIS).

An older standard reference treating the effect of fuel reprocessing and waste management facilities on local and worldwide concentrations of radionuclides.

الفصل الثالث

إنبعاثات محطة القدرة النووية





إن المواد المشعة الناتجة عن التفاعل المتسلسل هي السبب الرئيسي للكلفة الباهضة وللتعقيدات في محطات القدرة النووية، بالاضافة الى النظرة الانفعالية الموجودة تجاه إستعمال المحطات النووية. لقد تم التركيز على العمليات النووية الرئيسية في المفاعل: الانشطار والتحويل. مع ذلك، ولحد الآن لم يتم ذكر المجاميع الكاملة للنويات المشعة المتواجدة في محطة القدرة النووية العاملة. عديد من هذه النويات المشعة تبث إشعاعات مؤذية الى الكائنات الحية. قليل منها، مع ذلك، يمكن ان تصل الى البيئة العامة وبكميات ملحوظة تحت ظروف الاشتغال الاعتيادية. التعليمات المطبقة حاليا لمفاعلات القدرة النووية تتطلب إدخال انظمة سيطرة على الانبعاثات الاشعاعية، ذات فاعلية مرتبطة مباشرة بفهم الآثار السلبية للاشعاعات. كنتيجة، ان محطة القدرة النووية تسهم بصورة إعتيادية بمقدار الجرعة الاشعاعية للاشخاص الذين بجوارها والتي في الواقع تكون اقل من الجرعة المستلمة من المصادر الطبيعية. هذا الفصل يصف بإيجاز الطبيعة والتأثير للابتعاثات الرتيبة من محطات القدرة النووية. الخطورة من الحوادث في هذه المحطات سوف لاتتم مناقشتها حتى الفصل القادم.

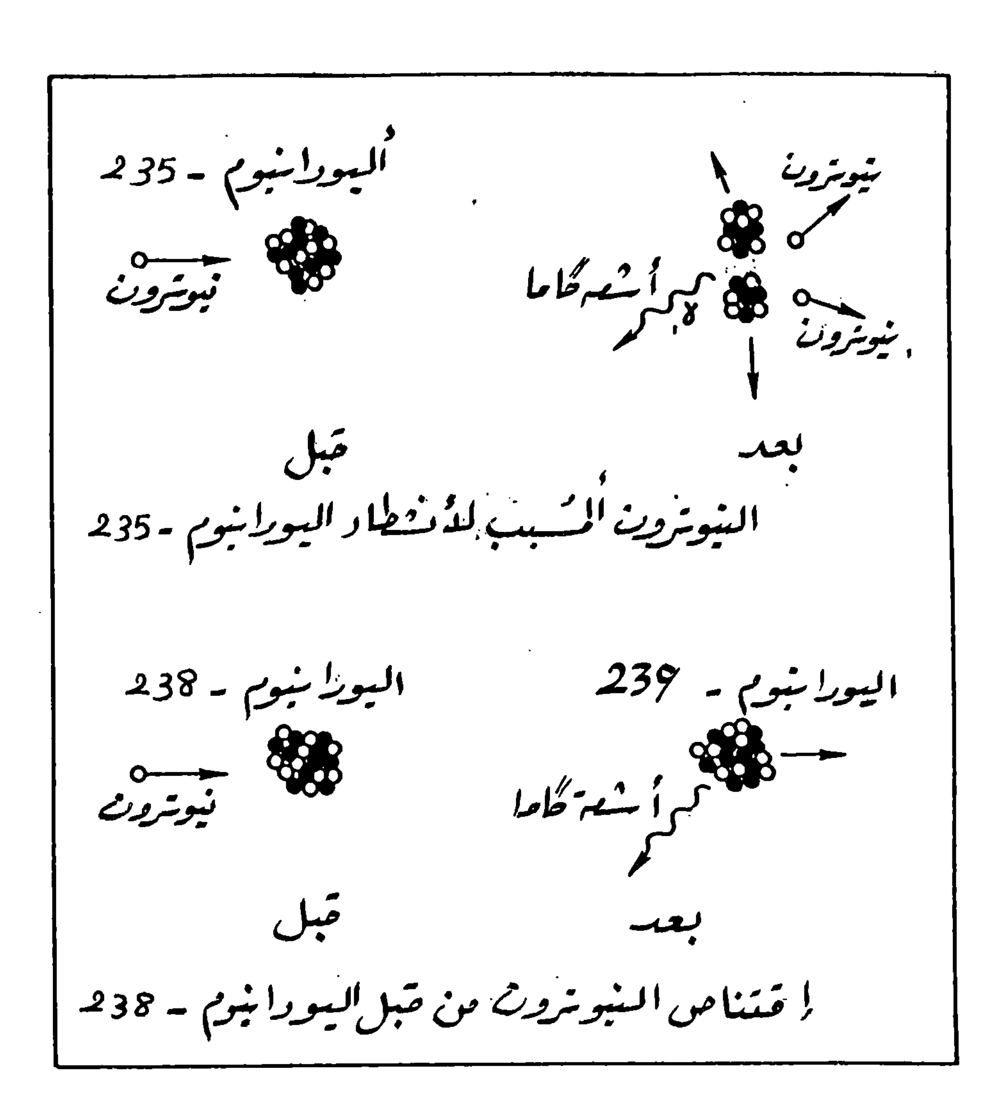
خزين النشاط الاشعاعي

معظم النشاطية الاشعاعية الموجودة في المفاعل النووي العامل تأتي من التشغيل الفعلي لذلك المفاعل. وان قسماً صغيراً فقط من خزين النشاط الاشعاعي للمفاعل، نعني، كمية النشاطية الاشعاعية المتوفرة في المفاعل، تكون داخله في المفاعل بشكل وقود. أما الباقي من النشاط الاشعاعي فأنه يتولد عن طريق التفاعل المتسلسل والعمليات ذات العلاقة. يجب الاعتناء في قياس «النشاطية الاشعاعية». تكون النواة ذات نشاط إشعاعي إذا كان لها القابلية على «الانحلال» الى نواة اخرى، باعثة نوعاً من الاشعاع خلال العملية «أنظر شكل ١ ـ ٣». النشاطية الاشعاعية نقاس

النبتونيوم - 239
البلوتونيوم - 239
أشعة بيتا
أشعة گاما
قبل
بعد
إنحلال النبتونيوم - 239 الى البلوتونيوم - 239
أشعة ألفا
البلوتونيوم - 239
اليورانيوم - 235
أشعة گاما
قبل
بعد
إنحلال البلوتونيوم - 239 الى اليورانيوم - 235

شكل ٣ ـ ١ إنحلال النشاطية الاشعاعية .

نويات معينة يمكن أن تنحل الى نويات اخرى، في عملية إنبعاث الاشعاع. الجزء العلوي من الشكل يصور إنحلال أشعة بيتا من النبتونيوم ـ ٢٣٩ والبلوتونيوم ـ ٢٣٩ . الجزء السفلي يبين إنحلال اشعة الفا من البلوتونيوم ـ ٢٣٩ ، كما مبين في الرسم، أن جسيمة الفا تتكون من برترونيين ونيوترونيين، والتي تمثل المركبات الاساسية لجميع النويات. لم يُمثل الانحلال في كلا المثالين بوسيلة خارجية. إن الانحلال يحدث تلقائياً، حيث إحتمالية الحدث بوحدة الزمن تتناسب عكسياً مع عمر النصف للنبتونيوم ـ ٢٣٩ هو يومان؛ وأن عمر النصف للبلوتونيوم ٢٤٠٠٠ سنة. الالكترونات المحيطة بالنويات غير مبينة في الشكل. في كلتا الحالتين، الانحلال يمكن ان يرافقه إنبعاث لأشعة كاما من قبل النواة المتبقية، كما مشار له. إن نواتج الانحلال جميعها لها طاقة تمتص من قبل المادة المحيطية من خلال التصادمات معها.



الشكل يصور نموذجين مهمين للتفاعلات النووية. الجزء العلوي هو إنشطار اليورانيوم - ٢٣٥، إن هذا التفاعل يحرر معظم الطاقة الناتجة من مفاعل الماء الخفيف الذي وقوده اليورانيوم. الجزء السفلي يُصور عملية إقتناص النيوترون من قبل اليورانيوم - ٢٣٨، والذي يمثل المرحلة الاولى لتحويل اليورانيوم - ٢٣٨ الى البلوتونيوم - ٢٣٩.

بدلالة المعدل الذي عنده يحدث مثل هذا الانحلال، حيث ان كمية المواد التي فيها ٣,٧ × ١٠¹⁰ إنحلال (او تحلل) في الثانية الواحدة تعادل كوري واحدة (مختصرة لـ Ci) من النشاطية الاشعاعية. هذه الوحدة تشير الى معدل الانحلال فقط، وليس الى نوع الاشعاع المنبعث او تأثيره الممكن على الكائنات البشرية.

ان خزين النشاط الاشعاعي لمحطة القدرة النووية يأتي من مصادر متعددة. هناك مساهمة صغيرة نسبياً تأتي من النشاطية الاشعاعية الطبيعية المستخلصة من الارض. في المفاعل الذي وقوده من اليورانيوم، فأن المساهمة ـ تكون بنطاق واسع بشكل نظائر اليورانيوم ٢٣٤، ٢٣٥، ٢٣٨ ـ ذات نشاطية اشعاعية تقدر ببضع مئات من الكوري (Ci°). أما في المفاعل الذي يستخدم البلوتونيوم او اليورانيوم المكرر، فأن النشاطية الاشعاعية ضمن الوقود الجديد (غير المحترق) يمكن ان تكون اكبر من ذلك. مع ذلك، فهي لاتزال اقل من النشاطية الاشعاعية المنتجة اثناء اشتغال المفاعل.

هناك طريقان رئيسيان لتوليد المواد المشعة ضمن الوقود النووي نفسه. الاول هو الانشطار حيث ينتج عن شظايا ذات نشاطية إشعاعيـة، والثاني هـو التفاعـلات اللا إنشـطارية، مثـل اقتناص النبوترون، حيث ينتج عنه نويات مشعة ثقيلة (أنظر الشكل ٢ ـ ٣). ام الطريقة الرئيسية الثالثة لتوليد المواد المشعة فهي عن طريق التنشيط النيوتروني للمواد الداخلة في تركيب غطاء الوقود والمواد الداخلة في تركيب المفاعل.

إن النويات القابلة للانشطار ذات العلاقة لها كتل تنحصر بين ٢٣٠ الى ٢٤٥ كما أن نـواتج الانشطار لنواة معينة، مثل اليورانيوم ـ ٢٣٥، تتغير من إنشطار الى آخر. ولكن على العموم، تنتج شظيتان رئيسيتان متساويتان بالكتلة تقريباً. إذا مانظرنا الى عدد كبير من حوادث الانشطار ونواتجها فأننا نجد ان التوزيع الاحصائي لكتل الشظايا قيماً في الذرة بحدود قيم الكتل ٩٥، ١٤٠. من الامثلة المهمة لمجموعـة الكتلة الاولى هي الكربتـون والسترونيـوم وللثانيـة، اليود، الـزينون، والسيزيوم. نواتج الانشطار المهمة الاخرى، في بعض الاحيان تطرح كشظية إنشطار ثالثة، وهي التريتيوم (نظير الهيدروجين الذي عدده الكتلي ٣).

الطريقة الثانية لانتاج المواد المشعة المرافقة لوقود المفاعل هي التفاعلات اللا إنشطارية التي تحول نويات الوقود الى نويات اخرى لها نفس الكتل الذرية. هذه النويات، عديدة منها مشعة، وتنتمي الى مجموعة «الاكتينات actinides»، وهي تصنيف كيمياوي لنويات عناصر الثوريوم، بروتاكتنيوم، اليورانيوم، النيتـونيوم، البلونـونيوم، الاميـريسيوم، والكـوريوم. كـما لاحظنـا، فأن الثـوريوم واليورانيوم موجودان في الطبيعة بكميات لابأس بها. ان الاكتينات المنتجة في المفاعل، مجملها يأتي من الاقتناص النيوتروني لمواد الوقود وتعقبها إنحلالات متتالية. لقد اشرنـا الى هذه العمليـة بـ «التحويل» عندما تكون النتيجة تحويل النواة غير القابلة للانشطار الى اخرى إنشطارية.

النشاطية الاشعاعية يمكن ان تنتج في مادة غير مادة الوقود. المصدر المهم لهذا النوع، في الحقيقة، هو غلاف الوقود والمواد الداخلة في تركيب مجاميع حاويات الوقود. هذه المـواد يمكنْ ان تصبح «منشطة» بتفاعلات مشابهة الى التفاعلات التي تنتج منها الاكتينات. . هناك كميات صغيرة من النشاط الاشعاعي تنتج في مواد المفاعل الاخرى، مثل قضبان السيطرة، المُبرد، أو مادة تركيب المفاعل نفسه. هذه النشاطية الاشعاعية تنتج اساساً من تفاعل النيوترونات مع تلك المواد.

الجدول ٣ ـ ١ يمثل معلومات عن النشاطية الاشعاعية في محطات القدرة لمفاعل الماء الخفيف، مؤكداً على النوبات المشعة من حيث إمكانية تحررها وازاحتها. الجدول يتضمن انواع النـويات المشعة، وانصاف اعمارها (الزمن اللازم للانحلال نصف الكمية الاولية من المادة المشعة)، الكمية في المفاعل الذي في حالة انشغال (إذ تم حرق الوقود كلياً)، الكميـة السنويـة في الوقـود المفرغ (المستنفذ) (ولفترات زمنية مختلفة بعد التفريغ)، الخصائص الفيزيائية والاعتبارات الصحية. لقد صُنفت النويات المشعة تبعاً لمصادرها. انظر الملحق ـ أ لقائمة الرموز الكيمياوية.

جدول ٣ ـ ١ النشاطية الاشعاعية في المفاعل ودورة الوقود لمفاعل الماء الخفيف الذي وقوده اليورانيوم وقدرته ١٠٠٠ ميكاوات كهرباء (MWe)[أ]

النويات المشعة		نصف العمر	خزين المفاعل[ب] (١٠٦كوري/السنة)	في حالةتفريغ الوقود[ج] (١٠٦كوري/السنة) عند التفريغ	١٥٠يوم إنحلال	١٠سنوات إنحلال	درجة حرارة غليان المادة (ف)[د]	الاعتبارات الصحية والمصدرالرئيس للاشعاع
نواتج الانشطار								
التريتيوم[هـ]	^{3}H	١٢,٢٦سنة	٠,٠٧٣٣	٠,٠٢٤١	٠,٠٢٣٩	٠,٠١٣٩	٢١٢ف (مثل HTO)	مصدرخطرداخلي بيتا β اعظم طاقة٠,٠١٩ MeV
الكريتون	٨٥m	١,٨٦ساعة	٥,٧١	١,٩٠	٠	٠	ـ٢٤٣ف	تشعيع خارجي
	٨٥m	٤,٤ ساعة	١٧,٢	٥,٧٠	٠	٠	(غازي)	بيتا β(أعظم طاقة ^{85}K هي ٠,٦٧ MeV
	٨٥	١٠,٧٦سنة	١,١٦	٠,٣٨٣	٠,٣٧٣	٠,٢٠١		
	٨٧	٧٦دقيقة	٣٤,.	١١,٣	٠	٠		
	٨٨	٢,٨ ساعة	٤٩,٠	١٦,٥	٠	٠		
	٨٩	٣,١٨دقيقة	٦١,٨	٢٠,٣	٠	٠		
	٩٠	٣٣ثانية	٥٨,٥	٢٢,٧	٠	٠		
المجموع			٣٢٥	١٠٧,٧	٠,٣٧٣	٠,٢٠١		

السترونيوم	٨٩	٥٢,٧يوم	٧١,٦	٢٣,٨	٣,٢٢	٠	٢٤٩٠ف	خطورة داخلية للعظام والرئة بيتا β (اعظم طاقة لـ $^{90}S_r$ هي ٠,٥٥ MeV)
	٩٠	٢٧,٧سنة	٧,٨٠	٢,٥٨	٢,٥٦	٢,٠٢	غيرمتطاير	
المجموع(م)			٥٢٦	١٧٤	٥,٧٨	٢,٠٢		
اليود	١٢٩	١,٧×١٠^٧سنة	$٣,٠٣×١٠^{-٤}$	$١,٠٠×١٠^{-٤}$	$١,٠٢×١٠^{-٤}$	$١,٠٣×١٠^{-٤}$	٣٣٣ف	خطورة داخلية للغدة الدرقية بيتا β (اعظم طاقة لـ ^{131}I هي ٠,٨ MeV) واشعة كاما
	١٣١	٨,٠٥يوم	٧١,٩	٢٣,٩	$٦,٠١×١٠^{-٥}$	٠	(متطاير بشدة)	
	١٣٢	٢,٢٦ساعة	١٠٣	٣٤,٢	٠	٠		
	١٣٣	٢٠,٣ساعة	١٣٧	٤٥,٦	٠	٠		
	١٣٤	٥٢,٢دقيقة	١٥٦	٥١,٨	٠	٠		
	١٣٥	٦,٦٨ساعة	١٢٣	٤٠,٧	٠	٠		
	١٣٦	٨٣ ثانية	٥٤,٠	١٧,٩	٠	٠		
المجموع(م)			١٠١٧	٣٣٧	$٦,١١×١٠^{-٥}$	$١,٠٣×١٠^{-٤}$		

يتبع الجدول ٣ ـ ١

الزينون	١٣١m	١١,٨يوم	٠,٥٨٢	٠,١٩٣	$٩,٠٥×١٠^{-٥}$	٠	ـ١٦٢ف (غازي)	تشعيع خارجي بيتا β (أعظم طاقة لـ $^{133}X_e$ هي ٠,٣٥ MeV) واشعة كاما.
	١٣٣m	٢,٢٦يوم	٣,٢٩	١,٠٩	٠	٠		
	١٣٣	٥,٢٧يوم	١٣٧	٤٥,٦	٠	٠		
	١٣٥m	١٥,٦دقيقة	٣٦,٨	١٢,٢	٠	٠		
	١٣٥	٩,١٤ساعة	٢٥,٧	٨,٥٢	٠	٠		
	١٣٧	٣,٩دقيقة	١٣٢	٤٣,٨	٠	٠		
	١٣٨	١٧,٥دقيقة	١٢٨	٤٢,٥	٠	٠		
	١٣٩	٤٣ثانية	١٠٧ ثانية	٣٥,٦	٠	٠		
المجموع(م)			٦٨٠	٢٢٥	$٩,٠٥×١٠^{-٥}$			
السيزيوم	١٣٤	٢,٠٤٦يوم	١٩,٠	٦,٣٢	٥,٤٩	٠,٢١٥	١٢٣٨ف	خطر داخلي الى العضلات
	١٣٧	٣٠,٠سنة	٩,٩٢	٣,٢٩	٣,٢٦	٢,٦١	(متطاير)	بيتا α (اعظم طاقة لـ $^{137}C_s$ هي ١,١٧٦ MeV) واشعة كاما.
المجموع(م)			٥٩٥	١٩٨	٨,٧٥	٢,٨٣		
Tc. Mo. Nb. Zr Ag. Pd. Rh. Ru Sb. Sn. In. Cd			١٨٨٠	٦٢٥	٥٤,١	٠,٠٤٥٠	غيرمتطاير	خطر داخلي وخارجي

العناصر النادرة Nd, Pr, Ce, La Gd, Eu, Sm, Pm Ho, Dy, Tb	٤١٤٠	١٣٧٤	٤٨,٨	٠,٤١٦	غيرمتطاير خطر داخلي وخارجي
المجموع الكلي لنواتج الانشطار	١١٩٧٠	٣٩٧٠ (١,٠٦٧طن / سنة)	١٣٠	٩,٩٨	

يتبع الجدول ٣ ـ ١

اليورانيوم	٢٣٧	٦,٧٥يوم	١٠٨	٣٥,٩	٧,٤٢×١٠^-٦
	٢٣٩	٢٣,٥دقيقة	١٧٠٨	٥٦٦	٠
المجموع^(ب)			١٨١٦ (٩٩,٧طن)	٦٠١ (٣٣,٠طن/سنة)	٢,٧٢×١٠^-٥
البلوتونيوم	٢٣٨	٨٦,٤سنة	٠,١٣٨	٠,٠٤٥٩	٠,٠٤٨٣
	٢٣٩	٢٤٣٩٠سنة	٠,٠٣١٨	٠,٠١٠٧	٠,٠١٠٧
	٢٤٠	٦٥٨٠سنة	٠,٠٥٠٠	٠,٠١٦٦	٠,٠١٦٦
	٢٤١	١٣,٢سنة	١٢,٤	٤,١١	٤,٠٤
	٢٤٢	٣,٧٩×١٠^٥سنة	١,٢٤×١٠^-٤	٤,١٤×١٠^-٥	٤,١٤×١٠^-٥
	٢٤٣	٤,٩٨سنة	٢٢,٢	٧,٣٥	٠
المجموع^(ب)			٣٤,٩ (٠,٨٩٣طن)	١١,٥٧ (٠,٢٩٦طن / سنة)	٤,١١
البلوتونيوم القابل للانشطار . ($^{241}Pu + ^{239}Pu$)			(٠,٦٢٧طن)	(٠,٢٠٧طن / سنة)	
الامرشيوم (٢٤١، m ٢٤٢، ٢٤٢، ٢٤٣) والكوريوم (٢٤٢، ٢٤٣، ٢٤٤).			١,١٤	٣,٧٩	٠,٣٤٠
مجموع الاكتينايد Np, U, Pa, Th Cm, Am, Pu			٣٦١٤	١١٩٨	٤,٤٥
				غطاء الوقود	
غطاء الزركولي المنشط وفسحات الانكونيل (Cr Zr, Ni, Co, Fe, Mn (Sb, Nb			١٢,٩ (٢٨,٢طن)	٤,٢٨ (٩,٣٦ طن سنة)	٠,٩٦٧

لاحظ أن الكمية الكلية للنشاط الاشعاعي في المفاعل العامل تبلغ حوالي ١٥ بليون كوري (١٥ × ١٠^٩ كوري). إن هذا الخزين الكبير من النشاط الاشعاعي هو مصدر الحرارة التي تبقى حتى بعد إطفاء المفاعل. بسبب كون العديد من هذه النويات المشعة تمتلك انصاف اعمار صغيرة جداً، فأن إسهاماتها الى خزين النشاطية الاشعاعية يتلاشى بصورة سريعة بعد الاطفاء، وكنتيجة لذلك فأن الخزين الكلي يتناقص بصورة سريعة. لأجل المثال، ان التفريغ السنوي للوقود يحتوي حوالي ٥ بليون كوري عند الاطفاء، ولكن تتناقص هذه الكمية الى حوالي ٠,١ بليون كوري بعد حوالي ١٥٠ يوماً.

إن المناقشة أعلاه تؤكد على ان النشاط الاشعاعي يتواجد في الوقود او المواد التركيبية الداخلة فيه. إن النوية التي تكون منتجة في كل من القلب والمبرد والتي جلبت الاهتمام اليها حديثاً هي الكاربون ـ ١٤. وكما هو مُقاس بالكوري، فأن هذا النظير يكون منتجاً بكميات اصغر بكثير من العديد من النظائر الاخرى. ومع ذلك، فأنه من الصعب جداً السيطرة عليه إضافة الى ان له عمر النصف اطول بكثير من النظائر الاخرى، وعليه يمكن ان يعتبر اكثر اهمية. ستتم مناقشة هذا الموضوع بأسهاب في المقطع التالي.

التأثيرات الاشعاعية ومقاييس الطب الاشعاعي

إن النشاط الاشعاعي الموجود في محطة القدرة النووية يُشكل تهديداً الى الكائن البشري بصورة رئيسية من خلال قابليته على تحرير الاشعاع. هذا الاشعاع يمكن ان يأخذ عدداً من الصور، متضمناً دقائق بطاقة عالية مثل اشعة بيتا (الالكترونات او البوزترونات) ودقائق الفا (نويات غاز الهليوم) والاشعاع الكهرومغناطيسي مثل اشعة كاما واشعة ـ X. إن هذه الانواع تتشابه في كونها

أ. الكفاءة الحرارية الكلية = ٣٢ ٪.

ب. محسوبة على اساس ان جميع الوقود لها تركيب مماثل لتركيبه عند التفريغ. للاصناف غير المشبعة، التي اعمار النصف طويلة تكون مقارنة مع عمر الوقود النموذجي الذي امده ٣ سنة، الخزين داخل المفاعل سيكون حوالي نصف الى ثلثي القيمة المدونة في الجدول، معتمدين على منهاج إدارة الوقود. الخزين المدون في الجدول يكون دقيقاً للاصناف المشبعة ذات اعمار النصف القصيرة. الكميات المادية مقاسة بالطن المتري (Te) ومدونة داخل الاقواس.

جـ. كميات دورة الوقود تكون محسوبة على أساس تعرض الوقود الذي إحتراقه ٣٣٠٠٠ ميكاواط يوم / طن متري عامل التحميل مئة بالمئة ١٠٠ ٪، الكميات المادية مدونة بين الاقواس.

د. الكميات المدونة هي لناتج إنشطار التريتيوم فقط ولاتتضمن التريتيوم المكون نتيجة لتفاعلات التنشيط النيوتروني في البورون المستخدم لاغراض السيطرة والملوثات.

هـ. المجاميع الكلية تتضمن نظائر العنصر، الاصناف ذات الاعمار القصيرة والتي تدون في الجدول.

و. لاتتضمن الكاربون ـ ١٤ الذي ينتج في الوقود والغطاء (بمقدار ٥٠ كوري / سنة) وكذلك في المبرد (بصورة تقريبية ١٠ كوري / سنة).

ذات مستوى طاقة عالٍ الى الحد الذي تستطيع فيه ان تكون المزدوج الآيوني (Ion-pair) عند مرورها خلال المواد. . مثل هذا التأين يوضح ديناميكية السلوك الفعلي التي يمكن ان يفسر بها كيف يمكن ان يؤذي الاشعاع الكائنات الحية.

خلال مرور الاشعاع في الانسجة، فأن طاقته تنتقل الى الأنسجة، وبصورة رئيسية خلال فعالية التأين المذكورة تواً. ان المقياس الاساس للجرعة الاشعاعية هو كمية الطاقة الممتصة بوحدة كتلة المادة. الوحدة المستعملة اعتيادياً هي «الراد»* والتي تساوي ١٠٠ إرك ممتص في غرام واحد من الانسجة. مع ذلك، الطاقة الممتصة هي بحد ذاتها ليست مقياساً للضرر البايولوجي المتسبب عن الاشعاع. هذا الضرر يعتمد على عوامل عديدة، متضمناً حجم وتوزيع الجرعة، معدل إعطاء واخذ الجرعة، او نوع وطاقة الاشعاع المستخدم. السؤال المتعلق بحجم الجرعة ومعدل الجرعة سيتم توضيحه في هذا الفصل والفصل القادم. التأثيرية الحياتية للأشعاع غالباً ماتكون متعلقة بالمعدل الذي عنده تمتص طاقة الاشعاع على طول مساره خلال الانسجة. للجرع الصغيرة ولمعدلات الجرعة الواطئة، يكون من المناسب ان تستخدم كمية اخرى، تسمى الجرعة «المكافئة» والتي هي فعلاً الجرعة «بالراد» مضروبة بعامل يُشير الى الضرر الحياتي النسبي للاشعاع المستخدم.

وحدة الجرعة المكافئة هي الـ «ريم». لانواع معينة من الاشعاع، مثل اشعة ـ X، الجرعة بالراد والجرعة المكافئة بالريم تكونان متساويتين عددياً (لان معامل الضرر لاشعة X — قيمته واحد).

لأنواع اخرى من الاشعاع، مثل جسيمات الفا، وقابليتها الشديدة على إتلاف الانسجة، فأن الجرعة المكافئة «بالريم» يمكن ان تكون اعلى بمقدار ٢٠ مرة من الجرعة (بالراد). وأخيراً يجب تحديد منطقة الجسم المعرضة وذلك لاختلاف أنواع انسجتها، ولكن في النقاش قد تم إعتبار أن الجسم كله معرض للاشعاع.

التأثيرات على الكائنات البشرية يمكن أن تقسم الى نوعين: الشديد والبعيد المدى. ان مرور الاشعاع يُسبب ضرراً على الخلايا وهذا الضرر يعتمد على حجم الجرعة الأشعاعية ومعدلها، وأن التأثير إما ان يظهر مباشرة او بعد فترة الكمون الطويلة (الفترة بين التعرض للاشعاع وظهور الاصابة). الجرع لعموم الجسم بحدود اكثر من ٢٥ راد، والمستلمة خلال فترة قصيرة (مثل دقائق او ساعات)، يمكن ان تؤدي الى المرض، مع ورود إحتمال الموت بزيادة الجرعة المستلمة، أما إذا كانت الجرعة بحدود ١٠٠٠ راد (١٠ كري)، فأن الموت محقق بأسابيع قليلة. إن السكان (وحتى العاملين في حقل الاشعاع) يتعرضون الى مثل هذه الجرع العالية فقط في الظروف غير الاعتيادية تماماً: مثل استعمال الاسلحة النووية أو بعد حادثة نووية مفاجئة خطيرة جداً.

في الجرع الأصغر، أو حتى المشابهة للجرع المأخوذة على فترة زمنية طويلة، فأن الضرر ليس كافياً لأن يُسبب مرضاً أو موتاً. ومع ذلك، فأن الضرر يمتلك الكمون الذي يؤدي الى تأثيرات تظهر بعد سنين متأخرة. ولو ان عدداً من هذه التأثيرات يجب ان تؤخذ بنظر الاعتبار، الا أن اثنين منها

يتميزان بأهتمام عظيم جداً وهما: السرطان، الذي يؤثر بصورة مباشرة على الاشخاص المعرضين، والضرر الجيني، الذي يؤثر على الاجيال اللاحقة. في أية حالة، فأن إحتمالية التأثير ـ سواء كانت سرطاناً او خللاً جينياً ـ يمكن أن يُعزى الى حجم الجرعة الاشعاعية (او، على نحو ملائم، الجرعة المكافئة)، وكذلك الى ظروف التعرض للاشعاع، ونوع الشخص المُعرض.

لايمكن معالجة هذه الاسئلة بالتفصيل. كما سيناقش في هذا الفصل (وفي الفصل التالي)، غالباً مايفترض، لاغراض الضوابط او التقييمات، ان احتمالية التأثيرات الاشعاعية للجرع الواطئة ومعدلات الجرع يتناسب طردياً (أي أن العلاقة خطية) مع حجم الجرعة الاشعاعية. ان هذه تعكس لنا حالة مبسطة على إفتراض أن جرعة إشعاع معينة يفترض أن لها نفس إحتمالية إحداث تأثير معين، بغض النظر عن كيفية توزيعها بين مجموعة من السكان. (وعليه، الجرعة الاشعاعية ممكن ان تكون الى شخص او ممكن ان تكون مجموعة من الجرع الاشعاعية الى عدد من الاشخاص. ولكن، هذه تفترض ان لا احد من الاشخاص يمكن ان يستلم جرعة إشعاعية كافية لِتُسَبب له تأثرات شديدة). أن جرعة السكان غالباً مايُعبر عنها بـ (ريم ـ شخص). بأفتراض الجرعة الاشعاعية خطية كما ذكر تواً، فأن حوالي ٥٠٠٠ الى ٢٠٠٠٠ ريم ـ شخص (٥٠ الى ٢٠٠ سيفيرت ـ شخص)، (تعني، تعرض عدد كبير من الاشخاص الى مجموعة ٥٠٠٠ الى ٢٠٠٠ ريم (٥٠ الى ٢٠٠ سيفيرت) غالباً ما تؤدي في المعدل الى حادثة موت واحدة بالسرطان.

وعلى العموم، فأن مقاييس الحماية من خطر الاشعاع لم تستند على أساس إفتراض دالة التأثير الخطية. خصص إنتباه أوسع، في بداية صياغة مواصفات التقييس للأشخاص الذين يتعرضون ميدانياً. لمثل هذه الحالات، مقاييس الحماية، غالباً ماتبدأ بعامل مقداره ١٠ تحت مستويات التعرض الملحوظة المسببة لتأثيرات مؤذية. وحدات العاملين لعموم السكان غالباً ماتبدأ بعامل آخر اوطىء بحدود عشرة مرات، إن هذه الفلسفة تمنح درجة أكبر من الحماية من حيث تواجد حدود دنيا للتعرض، من حيث لاتحدث تأثيرات مؤذية تحت القيمة الصغرى لمستوى التعرض، أما في حالة عدم توفر مثل هذا الحد، فأن المقاييس المحددة للتعرض تمنح درجة من الحماية التي يمكن تحديدها فقط على أسس دالة الاستجابة للجرعة، مثل الدالة الخطية المذكورة اعلاه.

في اي حالة، المعايير الأساسية المتخذة للحماية من الاشعاع من قبل عدد من المؤسسات الوطنية والدولية يمكن ان تكون كالتالي: المعرضون ميدانياً للاشعاع يجب ان لايستلمو أكثر من (٠,٠٥ سيفيرت / سنة) في مدة إشتغالهم، أما عموم السكان فيجب أن لايستلمو أكثر من (٠,٠٠٠٥ سيفيرت / سنة)؛ وان مجاميع السكان الواسعة يجب ان لاتستلم اكثر من ٠,٠٠١٧ سيفيرت / سنة. (اتخذ التحديد الاخير على ضوء إعتبار وجود إحتمال حدوث ضرر جيني). في كل حالة، توجد حدود للتعرضات الاشعاعية من المصادر الصناعية، لكن بغض النظر عن الممارسات الطبية ذات الطابع التشخيصي أو العلاجي.

هذه تحديدات على الجرعة المكافئة وليس على مستوى تركيز المواد المشعة في البيئية او على الازاحة التي قد تحصل من محطة القدرة. ان الحدود القصوى لتراكيز المواد المشعة المسموح بها يمكن ان تشتق من توصيات التقييس لحدود الجرع العليا. هذا الاشتقاق يتطلب معرفة للطريقة التي بواسطتها يمكن للنويات المشعة أن تعرض الجيسم للاشعاع، إنها مسألة في غاية التعقيد في حالات متعددة. هناك امثلة تُبين حدود التراكيز ذات العلاقة لعمليات القدرة وهي مبينة في الجدول ٣ ـ ٢.

جدول ٣ ـ ٢ التراكيز العظمى المسموحة للنويات المشعة المختارة المتعلقة بالقدرة النووية[أ]

(ميكروكوري) (μCi / ml)

العنصر (العدد الذري)	النظير	الحالة[ب]	المتعرض ميدانياً (40ساعة / الاسبوع) الهواء	المتعرض ميدانياً (40ساعة / الاسبوع) الماء	عامة الناس (168ساعة / الاسبوع) الهواء	عامة الناس (168ساعة / الاسبوع) الماء
الكاربون (٦)	١٤	S	٤×١٠^{-٦}	٢×١٠^{-٧}	١×١٠^{-٧}	٨×١٠^{-٤}
		CO_2	٥×١٠^{-٥}	–	١×١٠^{-٦}	–
السيزيوم (٥٥)	١٣٧	S	٦×١٠^{-٨}	٤×١٠^{-٤}	٢×١٠^{-١٠}	٢×١٠^{-٥}
		I	١×١٠^{-٨}	١×١٠^{-٣}	٥×١٠^{-١٠}	٤×١٠^{-٥}
اليود (٥٣)	١٣١	S	٩×١٠^{-٩}	٦×١٠^{-٥}	١×١٠^{-١٠}	٣×١٠^{-٧}
		I	٣×١٠^{-٧}	٢×١٠^{-٣}	١×١٠^{-٨}	٦×١٠^{-٥}
الكريبتون (٣٦)	٨٥		١×١٠^{-٥}	–	٣×١٠^{-٧}	–
البلوتونيوم (٩٤)	٢٣٩	S	٢×١٠^{-١٢}	١×١٠^{-٤}	٦×١٠^{-١٤}	٥×١٠^{-٦}
		I	٤×١٠^{-١١}	٨×١٠^{-٤}	١×١٠^{-١٢}	٣×١٠^{-٥}
الرادون (٨٦)	٢٢٢		٣×١٠^{-٨}	–	١×١٠^{-٩}	–
السترونيوم (٣٨)	٩٠	S	١×١٠^{-٩}	١×١٠^{-٥}	٣×١٠^{-١١}	٣×١٠^{-٧}
		I	٥×١٠^{-٩}	١×١٠^{-٣}	٢×١٠^{-١٠}	٤×١٠^{-٥}
اليورانيوم (٩٢)	٢٣٥	S	٥×١٠^{-١٠}	٨×١٠^{-٤}	٢×١٠^{-١١}	٣×١٠^{-٥}
		I	١×١٠^{-١٠}	٨×١٠^{-٤}	٤×١٠^{-١٢}	٣×١٠^{-٥}

إن الحدود المبينة هي للهواء والماء، وهما المائعان الرئيسيان اللذان تتناولهما الكائنات البشرية. الحدود الميدانية تفترض تعرض الاشخاص الى هذه التراكيز لمدة ٤٠ ساعة في الاسبوع؛ أما حدود عموم السكان فهي ١٦٨ ساعة في الاسبوع. لعديد من النويات المشعة، تكون الحدود في الواقع صغيرة جداً، آخذين بالاعتبار الكميات الكبيرة للنويات المشعة داخل محطة القدرة النووية. لكن هذا الخزين مُسيطر عليه بصورة جيدة، بحيث لايمكن بلوغ هذه الحدود، تحت شروط التشغيل الاعتيادي.

غالباً ما تسبب محطات القدرة النووية تغييراً في مستويات النشاط الاشعاعي والذي يكون من الصعب قياسه بسبب وجود خلفية طبيعية من النشاط الاشعاعي متأتية من الاشعاعات الكونية والمواد المشعة في الارض، الهواء، وحتى التي في أجسامنا تُساهم بمعدل جرعة إشعاعية قدرها حوالي ٠,٠٠١ سيفيرت / سنة، وهذه الجرعة يمكن أن تتغير بمقدار ٥٠ ٪ من مكان الى مكان. هذا التغير يكون كبيراً جداً بالمقارنة مع التغير الذي تسببه محطة القدرة النووية الاعتيادية لذلك توجب إبداء عناية ودقة فائقتين لقياس هذه التغيرات. وأخيراً، إنه من المفيد ملاحظة كمية التعـرضات من

أ. مُستَلّ من 10 CFR 20

ب. شكل النوية المشعة إعتيادياً يُعين بالحرف، S للمحلول، و I لغير المحلول.

الفعاليات الطبية، والتي تبلغ في المعدل، حوالي ٠,٠٠٠٧ ٪ سيفيرت / سنة، والتي هي اقل من الخلفية الطبيعية لمعدل التعرض للأشعاع، ولكنها لاتزال أكثر بكثير من معدل الاسهام المتوقع من محطات القدرة النووية، والذي يبلغ بحدود ٠,٠٠٠٠١ سيفيرت / سنة.

المتدفقات النموذجية من محطات القدرة النووية

كما اقترح في الفصل الاول، فأن الحواجز الطبيعية، تخدم للحد من تحرر خزين النشاط الاشعاعي لمحطة القدرة النووية. النويات المشعة الغازية والمتطايرة او التي تنتج خارج قضبان الوقود يمكن ان تهرب بصورة رتيبة الى البيئة بكميات ملحوظة. مثل هذه النويات المشعة، قد تم التطرق لها مسبقاً، وبصورة خاصة في جدول ٣ ـ ١. التحرر الرتيب الاكثر اهمية هو، التريتيوم، الغازات النبيلة مثل الكريتون والزينون وبعدها في الاهمية يأتي اليود، والكاربون. إن هذه العناصر جميعها ماعدا الكاربون تنتج من خلال عملية الانشطار وبسبب خصائصها الكيميائية، فأن بعض خزين المفاعل يمكن ان يهرب ـ غالباً بسبب خلل في قضيب الوقود ـ الى البيئة. أما الكاربون ـ ١٤، من جانب آخر، فيكون متولداً بصورة رئيسية من تفاعلات النيوترونات مع ^{14}N و ^{17}O في الوقود والمبرد، والكمية التي تتولد في المبرد يمكن ان تهرب من محطة القدرة الى المحيط. الكميات الاعتيادية الهاربة سنوياً من محطة قدرة تستخدم الماء الخفيف بقدرة ١٠٠٠ ميكا واط ـ كهرباء تكون (بالكوري) ^{3}H (تريتبوم) من ١٠٠ الى ١٠٠٠، X_e, Kr من ٣٠٠ الى ٥٠٠٠٠ و ^{131}I, ^{129}I من ٠,٠١ الى ٠,٠٣، و ^{14}C حوالي ٨ كوري. هذه المواد المشعة تزاح منطلقة الى الهواء، ماعدا التريتيوم، كمية كبيرة منه تذهب الى الماء. هذه الابتعاثات تمثل جزء من الكمية الكلية لهذه النويات المشعة المتولدة في المفاعل. أما الجزء الاعظم فيتحرر بعد تقطيع قضبان الوقود وإذابتها في محطة التكرير وإعادة المعاملة الكمية المتدفقة الى الخارج تعتمد بصورة رئيبسية على مقاييس السيطرة المتواجدة في المحطة ذات العلاقة. يمكن تقسيم منظومات السيطرة الى قسمين فعالين هما: الاعاقة (او الخزن) والترشيح. منظومات الترشيح تعمل على أساس ماتعنيه كلمة ترشيح، حيث يتم كيميائياً او فيزياوياً فصل المواد المشعة المطلوبة من الفضلات الغازية والسائلة للمحطة. أما منظومات الاعاقة (او الخزن) فأنها تستفيد من حقيقة ان بعض المواد المشعة ذات انصاف اعمار قصيرة نسبياً؛ حيث أن منظومات الاعاقة تخزن محتويات مجرى الفضلات لفترة زمنية كافية لغرض التخلص من الجزء الاكبر من النشاط الاشعاعي وذلك بأنحلاله، وبعدها يمكن طرحها الى البيئة. أن منظومات معاملة الفضلات السائلة والغازية للمحطة يمكن ان تكون معقدة. تشير الاشكال ٣ ـ ٣ و ٣ ـ ٤ الى هذه المنظومات

بصورة تخطيطية لمفاعل الماء المضغوط.

إن تفاصيل منظومات السيطرة تتغير من محطة لاخرى وبالتأكيد من نوع لآخر. مع ذلك، فأن اسس التشغيل لاتتغير بصورة كبيرة. كما نلاحظ فأن الدرجة التي يمكن ان تساهم منظومات السيطرة في التصميم لمحطة معينة يكون محدداً على أساس الفائدة المستقاة من حسابات تحديد التعرض الاشعاعي الناتج للناس المحيطين بهذه المحطة.

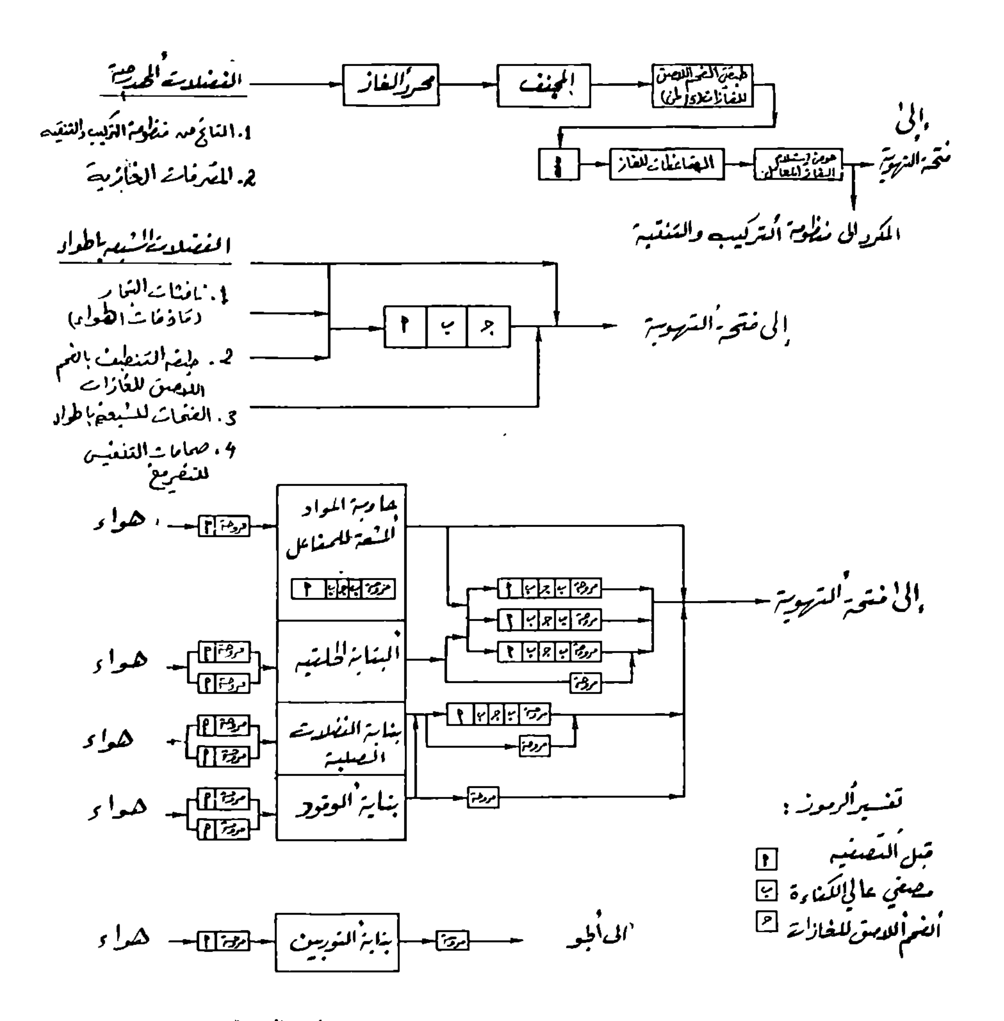
حصر التعرضات الاشعاعية «اصغر مايمكن إنجازه بصورة معقولة»

لغرض حسابات جرع الاشعاع التي يتعرض لها الناس يجب إعتبار الطرق المتعـددة والممكن إعتبارها من طرق التعرض لأغراض هذه الحسابات. عديد هذه الطرق مشار اليها في الشكل ٣ ـ ٥. بصورة أساسية، فأن التعرضات الاشعاعية يمكن ان تأتي، من ثلاث مصادر: هي المتدفقات الغازية، المتدفقات السائلة، والتعرض المباشر للاشعاع. الطريقان الاول والثاني هما السائدان الى حد بعيد، ماعدا في حالات نقل الوقود المحترق. التعرض الاشعاعي المباشر الى عامة الناس للمواد النووية المشعة الموجودة في موقع محطة القدرة النوويـة يكون قليـلاً جداً بـالمقارنـة مع التعـرض الاشعاعي من النويات المشعة المتحررة من المحطة النووية الى البيئة.

في بداية هذا الفصل. لقد تم ذكر التوصيات الخاصة بتحديد الجرعة والتي يمكن تطبيقها على جميع نشاطات الكائن البشري. الوصفة العامة الاخرى هي ان تكون التعرضات الاشعاعية أصغر مايمكن الحصول عليه بصورة معقولة وهو المفهوم الحديث الذي ابطل القديم وهو محاولة الوصول الى أصغر مايمكن تحقيقه. كما مطبق على محطات القدرة النووية، فأن مفهوم اصغر مايمكن الحصول عليه بصورة معقولة قاد الى متطلبات عملية جداً في الولايات المتحدة الامريكية. هذه المتطلبات قد ضمنت في الملحق I الى القسم 50 من برنامج التعليمات الاتحادية (CFR)، العنوان 10، هذا العنوان يعطي القدرات والمسؤوليات للجنة التنظيم النووية (NRC) في تنظيم عمليات القدرة النووية. الملحق I يتم لكي تُجاز محطات القدرة لمفاعل الماء الخفيف للعمل التجاري، وان تجتاز حسابات عددية معينة وضعت للوصول الى اهداف تصميمية معينة للتعرضات الاشعاعية القصوى لعامة الناس. هذه التعرضات الاشعاعية القصوى مبينة في جدول ٣ ـ ٣ الوحدات المستخدمة هي الملي راد (١٠ ميكروكري) والملي ريم (١٠ ميكرو سيفيرت) والتي هي، على التـوالي ٠,٠٠١ راد و ٠,٠٠١ ريم. ان اهداف التصميم هي ان تكون ٠,٠٣ أو ٠,٠٥ سيفيرت / سنة لجرعة عموم الجسم نتيجة التعرض الى المتدفقات السائلة والغازية، على التوالي، مع السماح بجرع اكبر لبعض اعضاء الجسم. إن مقارنة جرع عموم الجسم هذه مع الجرعة المطبقة بصورة عامة والمحددة بـ ٥ ملي سيفيرت / سنة (لعامة الناس) ومع جرعة الموجودات الطبيعية والتي قيمتها حوالي ١ ملي سيفيرت / سنة، يبين توفر شروط السلامة العامة وضمن مقاييس مشددة.

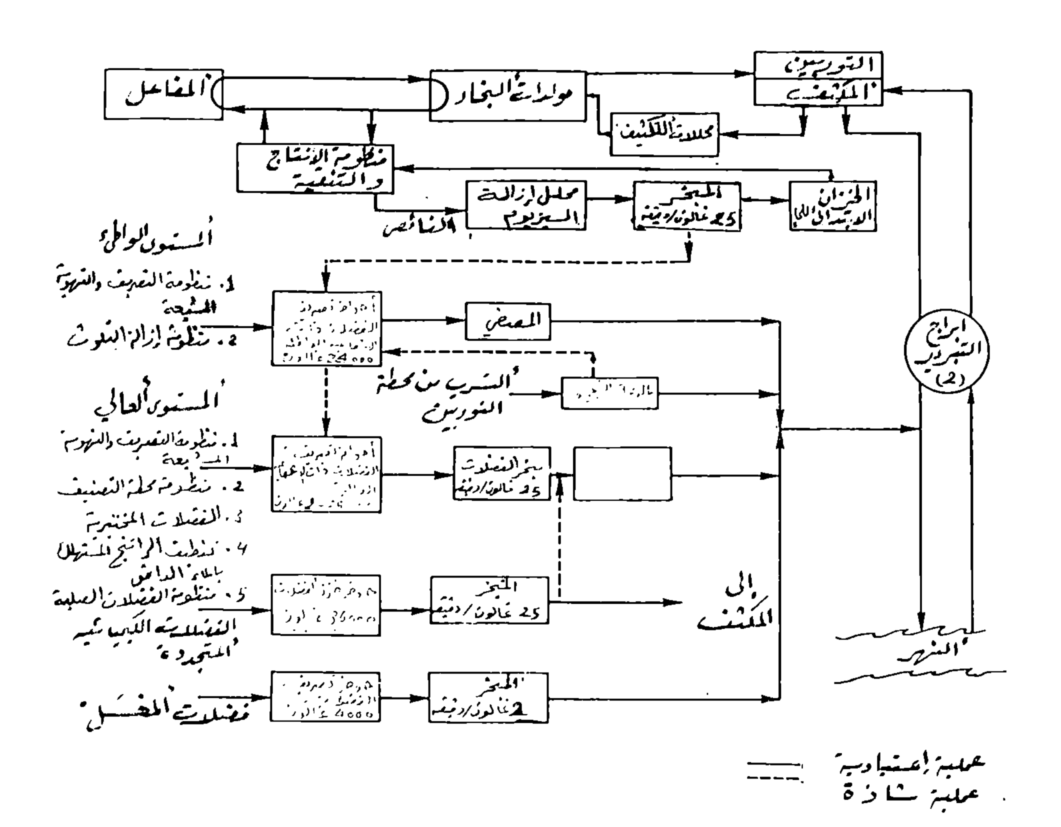
كنتيجة، فأن محطات القدرة النووية التي تُجاز حالياً تحقق هذه الاهداف. ان جرعة عموم الجسم القصوى من مصدر للتعرض الاشعاعي (السائل او الغاز) تكون بصورة إعتبارية حوالي ٠,٠١ ملي سيفيرت / سنة. كما ان معدل الجرعة الاشعاعية الى اي مجموعة واسعة من الناس محيطة بمحطة القدرة النووية اقل من هذا بكثير.

يتطلب الملحق I المذكور اعلاه، أن تتخذ مقاييس سيطرة إضافية الى الحدود التي تصبح عندها اجراءات تقليل التعرض لعموم الناس غير فعالة من ناحية الكلفة cost - effective المعيار المطبق على الجرع التي تقع ضمن ٥٠ ميلاً من المحطة والذي يُحدد في ان تقليل جرعة التعرض السكاني بمقدار شخص ـ ريم واحد (٠,٠١ سيفيرت ـ شخص واحد) ستكون كلفته المالية بمقدار ١٠٠٠ دولار. إذا إفترضنا ان العلاقة خطية لأستجابة الجرعة، وإتخذنا ٥٠ سيفيرت ـ شخص على ان تكـون مكافئة لحالة موت واحدة، فأن هذه تُقيِّم حياة شخص واحد بما قيمته ٥ ملايين دولار، الرقم الذي



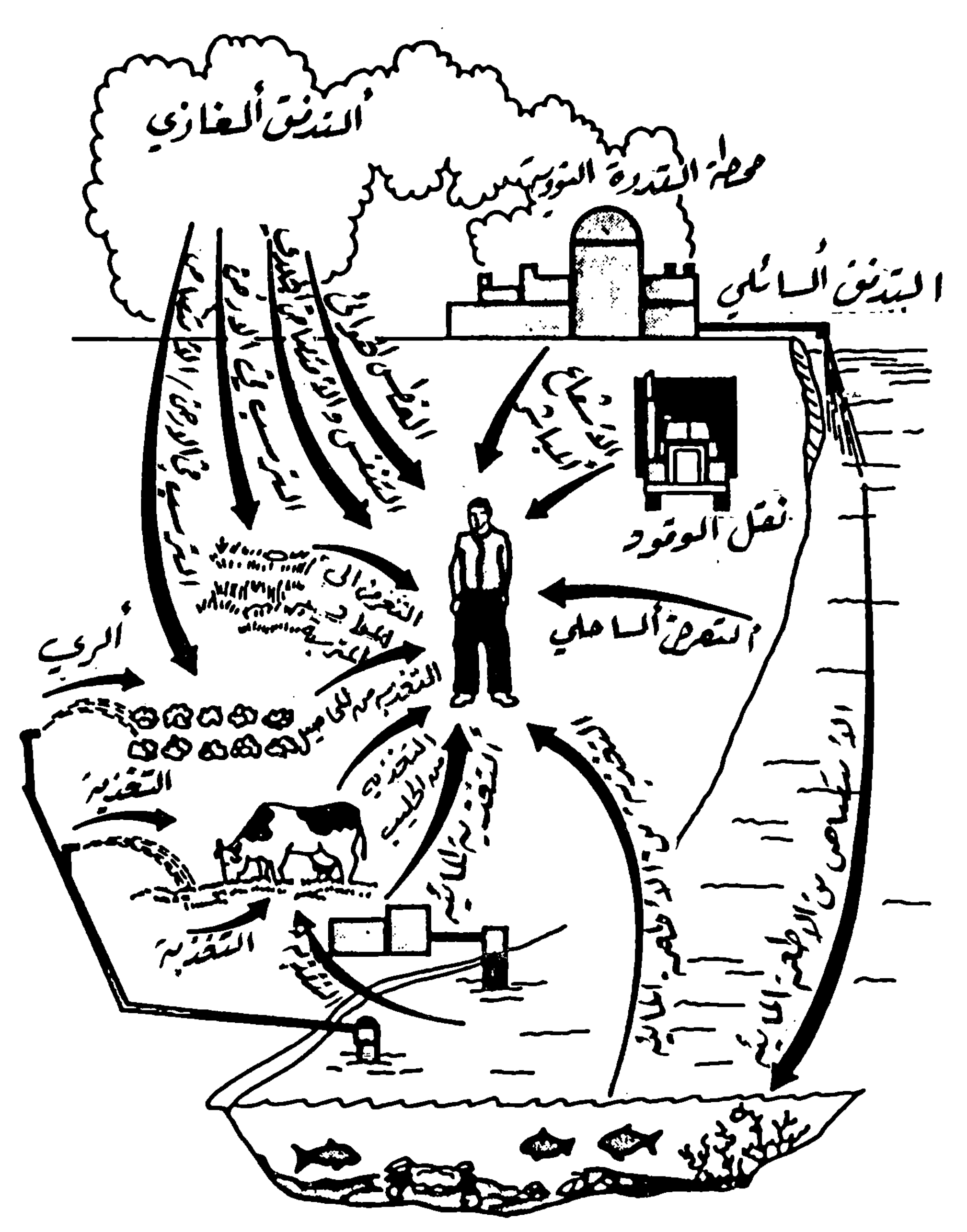
شكل ٣ ـ ٣ طرح الفضلات الغازية لمحطة نووية ومنظومة التهوية.

المحطة النووية تُجهز نماذج مختلفة من الفضلات الغازية ولتهوية بنايات المحطة. في المنظومة المبينة إن فضلات الغاز ذات الفعالية العالية، بضمنها تلك التي من منظومة التركيب والتنقية (انظر شكل ٣ ـ ٤)، تكون معرضة الى الفحم لغرض إلتصاق جزيئاتها عليه، وبعدئذ تخزن في احواض، التي بعدها تطلق الى الجو او تُكرر. الفضلات الغازية الاخرى تطلق بعد تنقيتها وتعريضها للكاربون لغرض الالتصاق.



شكل ٣ ـ ٤ منظومة الفضلات السائلة للمحطة النووية.

منظومة معاملة وتنظيف السوائل محطة القدرة النووية تكون جداً معقدة. في المحطة النمـوذجية، المـاء يستعمل للتبريد، للانتقال الحراري، ولأغراض متنوعة. قبل تحرير أي من هذا الماء الى البيئة العامة، يجب ان يكون مصفى، ومقطراً، وإلا يُمنع تحريره الى البيئة.



شكل ٣ ـ ٥ الطرق المؤدية الى التعرض الاشعاعي الى الكائن البشري.

الكائنات البشرية يحتمل أن تُعاني من التعرضات الاشعاعية بطرق متعددة. هذه تتضمن التعرض الى الاشعاع الناتج من إنحلال المواد المشعة التي تنطلق من المحطات الى الجو أو الى المصادر المائية، كذلك التعرض المباشر للاشعاع الصادر من محطة القدرة أو، على الاكثر رجوحاً، من عملية نقل الوقود المشعع.

يكون بصورة إعتيادية اعلى من المستخدم في اعتبارات كثيرة (مثل السؤال فيما إذا كان من الضروري توفر معدات سيطرة على كمية الكبريت في محطات القدرة الاعتيادية الموقدة ـ بالفحم).

في أي حالة، فأن لمحطات القدرة النووية المجازة الآن، تكون الجرعة السكانية بصورة نسبية صغيرة. القيمة المعتمدة تكون حوالي ٠,٠٥ شخص ـ سيفيرت / سنة للسكان القاطنين بحدود ٥٠ ميلاً عن المحطة. المدهش بعض الشيء، ان حوالي نصف هذه الجرعة ينتج من التعرض الاشعاعي الناتج من عملية نقل الوقود المحترق. هذه القيم تعتمد بصورة مباشرة على الموقع المخصص للمحطة النووية (أنظر، لاجل المثال، الشكل ٣ ـ ٦). مع ذلك، وكما نوقش ادناه بصورة موجزة، فأن الجرعة السكانية الكلية من منشآت دورة الوقود الاخرى تكون اكبر من تلك المتأتية من محطات القدرة النووية نفسها.

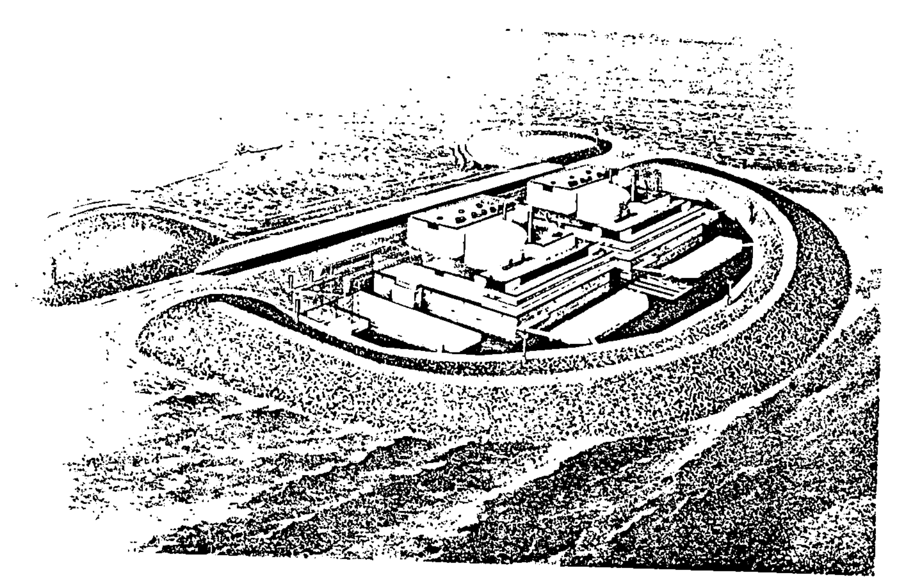
قبل التعمق في الموضوع، إنه من المفيد الاشارة الى ان الجرعة ٠,٠٥ شخص ـ سيفيرت / سنة المشار اليها تمثل بصورة تقريبية الجرعة التي يمكن ان يتعرض لها العامل الواحد في حقل الاشعاع، إستناداً الى التوصية الخاصة بتحديد الجرعة التي تمت مناقشتها في هذا الفصل. في الحقيقة، ان تعليمات الـ (NRC) تتطلب ايضاً ان تكون الجرع الى العاملين في حقل الاشعاع اوطىء مايمكن. من الناحية العملية، يبدو أن الجرعة الكلية السنوية تبلغ حوالي ٥ شخص ـ سيفيرت للعاملين في محطة القدرة النووية. من الواضح، بعدئذ، أن هؤلاء العاملين يتحملون المخاطرة، على النطاق الفردي والجماعي، نتيجة للتشغيل الاعتيادي لمحطة القدرة النووية. معظم الجرعة التي يتعرض لها العاملون تأتي من التشعيع المباشر، بينما الجرعة التي يتعرض لها عامة الناس تأتي من النويات المشعة المتحررة من المحطة النووية. هذه المتحررات تشكل صعوبة في التحليل الذي لم نلمح اليه بعد. ان

جدول ٣ ـ ٣ حدود التصميم العددي للجرع الاشعاعية لمحطات القدرة النووية الى عامة الناس

أصل ونوع الجرعة الاشعاعية*	الهدف التصميمي (لكل مفاعل)
المتدفقات السائلة	
الجرعة الى عموم الجسم من جميع الممرات	٠,٠٣ ملي سيفيرت / سنة
الجرعة الى اي عضو من جميع الممرات	٠,١ ملي سيفيرت / سنة
المتدفقات الغازية (فقط الغازات النبيلة)	
جرعة اشعة كاما في الهواء	٠,١ ملي كري / سنة
جرعة أشعة بيتا في الهواء	٠,٢ ملي كري / سنة
الجرعة الى عموم الجسم	٠,٠٥ ملي سيفيرت / سنة
الجرعة الى الجلد	٠,١٥ ملي سيفيرت / سنة
اليود المشع والمتحررات الدقائقية الى الجو	
الجرعة الى عضو من جميع الممرات	٠,١٥ ملي سيفيرت / سنة

* الوحدات الجديدة للجرع الاشعاعية هي الكري والسيفيرت وان العلاقة بين الوحدات الجديدة والقديمة هي كالاتي:
١ كري = ١٠٠ راد
١ سيفيرت = ١٠٠ ريم

هذه الصعوبة تتضح من الحقيقة في انه، حالما تنطلق هذه النويات المشعة ونواتج إنحلالها، فأنها يمكن ان تبقى موجودة لتسبب التعرض الاشعاعي لسنين عديدة وحتى الالف سنة. إن الجرع السكانية التي أشرنا اليها اعلاه (حوالي ٠,٠٥ شخص - سيفيرت / سنة) تتضمن فقط الجرع الناتجة خلال فترة إشتغال المحطة. إذا اخذنا بنظر الاعتبار العناصر المشعة ذات العمر الطويل، مثل الكاربون - ١٤، الذي نصف عمره يبلغ ٥٧٠٠ سنة، فالجرعة السكانية المتراكمة لمدة الف سنة بعد تحررها تمثل الجزء الاعظم من الجرعة وتكون اكبر من تلك المتأتية من النويات المشعة ذات العمر القصير، حتى ولو علمنا انه في الوقت الحاضر فأن هذه العناصر تساهم في القسم الاعظم من هذه الجرعة ولكنها ستضمحل في المستقبل. إنه من الصعوبة ان نعتبر تأثير معدلات الجرعة الصغيرة على مدى الف سنة على نفس الاسس، كما يُنظر الى معدلات الجرعة الاعلى كثيراً والموجودة في الوقت الحاضر. علاوة على ذلك، فأن معدلات الجرعة الاوطىء تكون اوطىء بكثير من معدلات الجرعة الناتجة من الموجودات الطبيعية المشعة وحتى من التركيزات التي تحدث طبيعياً لنفس العناصر المشعة (مثل الكاربون - ١٤). ولكن المنظور البعيد الأمد لالتزامات (التقيد بالجرعة dose commitment) يؤخذ بنظر الاعتبار في حالة التحميل والتحديد الدقيق للجرعة السكانية ضمن حدود مقارنة الكلفة المادية بالفائدة الموجودة.



شكل ٣ - ٦ محطة القدرة النووية العائمة.

الطريقة التي بها تتفاعل المحطات النووية مع البيئة تعتمد بصورة كبيرة على مواقعها. محطات القدرة النووية العائمة المقترحة سوف تستقر في المحيطات، حيث طرق التعرض الاشعاعي تكون بصورة مهمة مختلفة عن تلك التي تصدر من المحطات الاعتيادية. لهذه اهمية خاصة في حالة حدوث حادثة مفاجئة رئيسية؛ في حالة مفاعلات الماء الخفيف الاعتيادية، فأن القلب المنصهر سيستقر في الارض تحت المحطة (انظر الفصل التالي)؛ للمحطة العائمة، سيكون الماء خطر مباشر نتيجة للتلوث. المحطة المبينة في الشكل هي محطة مفاعل الماء المضغوط التي صممت للاستعمال على ساحل المحيط الاطلسي.

توازن دورة الوقود

لسنا هنا بصدد الدخول بتفاصيل مساهمات بقية فعاليات دورة الوقود فيما يخص الجرع الاشعاعية لكل من العاملين او عامة الناس. مع ذلك، ولاغراض المقارنة، وانه من المفيد ان نلاحظ من اين تأتي التعرضات الاشعاعية الاخرى وكيفية مقارنتها مع الجرع الاشعاعية الناتجة من محطة القدرة النووية. إن الوظائف الاساسية لدورة الوقود وما تطلقه من إشعاع الى البيئة تمت مناقشته في الملحق - و.

المواقع الاساسية للمواد المشعة التي تطلق إعتيادياً، بعيداً عن محطات القدرة، هي عمليات الاستخلاص (التعدين، والتفريز) ومحطات تكرير الوقود. إن المواد التي تنطلق في عملية الاستخلاص تتكون بصورة رئيسية من نواتج إضمحلال اليورانيوم والثوريوم الناتجة طبيعياً. أما المتحررات في عملية التكرير، والتي لم تأخذ مكانها على نطاق تجاري، ستكون مشابهة للمتحررات من محطة القدرة النووية ولكن على نطاق اكبر.

في حالة كون التعرضات الاشعاعية المحسوبة في هذه المواقع تزيد على التي تنتج من محطة القدرة النووية فأن هذا يعتمد على الطريقة المستخدمة لتحليل النويات المشعة ذات العمر الطويل. حيث ان اكداس «بقايا» خام اليورانيوم، البقية الناتجة من عمليات استخلاص تولد وتحرر بصورة بطيئة غاز الرادون، وهو الغاز المشع الذي يمكن ان تساهم نواتج إضمحلاله بقسط كبير من التعرض الاشعاعي الاعتيادي لعامة الناس بفعل محطات القدرة النووية. تكون فترة تولد الرادون حوالي الف سنة من إنحلال النظائر ذات العمر الطويل للثوريوم والراديوم المتواجد في بقايا خام اليورانيوم، ويكون معدل التعرض للسكان بأتجاه الريح صغيراً بحيث يصعب قياسه، ولكن إذا جمعت الجرعة السكانية لفترات زمنية طويلة بعد تكديس بقايا خامات اليورانيوم، فأن الجرعة السكانية الكلية تصبح اكثر بكثير من القيمة القليلة والتي هي بحدود بضعة وحدات من شخص - ريم في سنة - من عمر المفاعل كما ذكر في مطلع هذا الفصل. (وفي طريقة مماثلة، فأن مجمل الجرعة الاشعاعية الناتجة من محطة القدرة نفسها يمكن ان تصبح اكثر بكثير إذا اخذت بنظر الاعتبار كميات الكاربون - ١٤ المتولدة لفترة طويلة).

في محطة تكرير الوقود، تكون قضبان الوقود مفتوحة، وتتحرر كمية كبيرة من النشاط الاشعاعي. هناك مقاييس معينة يجب ان تتخذ فيها إذا اريد السيطرة على العينات المتطايرة الكثيرة[1]. وبأستعمال المحطة في مدينة Barnwell من ولاية South crolina كنموذج، يمكن ان تتخذ الجرعة السنوية العظمى الى واحد من عامة الناس لتكون حوالي ١٠ ملي ريم / سنة، بعض الشيء اكثر من التي تصدر عن محطة القدرة النووية. علاوة على ذلك، فأن معظم المواد المنطلقة بصورة رئيسية، من الترتيوم والغازات الخاملة تكون بكمية كافية بحيث تغير معدل الجرعة الاشعاعية للكائنات البشرية في العالم فيما لو ان عمليات التكرير إنتشرت على نطاق واسع. ان التغيير سوف يكون اقل من ١ ملي ريم / سنة، ولكن هذا يمكن ان يساهم في النصيب الاكبر من الجرعة السكانية التي تصدر عن محطات القدرة النووية (معتمداً، ثانية، على كيفية إعتبار تأثير النويات المشعة ذات العمر الطويل). ولكن، إدخال مقاييس السيطرة للغازات الخاملة، وكما تبدو فأنها مطلوبة حسب

التعليمات المعلنة حديثاً لوكالة الحماية البيئية (في الولايات المتحدة)، سوف تُقلل الجرعة القصوى والجرعة السكانية بصورة فعالة.

لم نناقش تأثيرات المواد المنطلقة من مواقع ردم الفضلات. لحد الآن لم يتم تحديد صيغة ردم الفضلات، وعليه فأنه من الصعوبة ان يتم تحديد الاسهام المرافق الى التعرضات الاشعاعية للكائن البشري. مع ذلك، ولكي يبدو من غير المحتمل أن تزيد هذه المساهمات عن تلك التي تصدر عن منشآت دورات الوقود الاخرى. (انظر الفصل الحادي عشر لمناقشة اوسع لعملية تكرير الوقود وردم الفضلات).

لتقييم أهمية التغيرات الطفيفة جداً في معدل التعرض السكاني، أنه من المفيد أن نتذكر أن هذه الزيادات تكون اصغر بقليل من التغيرات المحلية التي يجريها الانسان في تغيير أمكنته، أو حتى ترتيبات العيش. في حالة عمليات التعدين والطحن، التي، تعتمد على كيفية حساب تجميع الجرعة الاشعاعية، يحتمل أن تسبب أعظم جرعة سكانية، والمواد المنطلقة يكون مقدارها اصغر من الابتعاثات الطبيعية من خلال القشرة الارضية. (هذه المواد المشعة ايضاً تتحرر من محطات القدرة الموقدة بالفحم). الاسهامات للابتعاثات الرتيبة من عمليات القدرة النووية لايمكن تجاهلها. مع ذلك، فأنه من الصعوبة أن تعطي قرارات تخطيط مستندة على هذه المعلومات، ببساطة لان التعرضات الاشعاعية صغيرة جداً وأن تأثيرات مماثلة بسبب النشاطات البشرية الاخرى غير مفهوم جيداً.

بصورة مستقلة من هذا السؤال، أنه من الواضح أن التعرضات الاشعاعية الناتجة من التحررات الرتيبة من عمليات الاستخلاص في تكرير الوقود يمكن ان تكون بحجم أو اكبر، من التي تنتج من الابتعاثات الرتيبة لمحطة القدرة. ولكن، عندما يؤخذ بنظر الأعتبار تأثيرات الحوادث، فأن هذا التوازن يمكن ان يتغير. أن التأثيرات الممكنة للحوادث في محطات القدرة النووية تبدو اكبر من الحوادث في منشآت اخرى. علاوة على ذلك فأن ندرة وقوع إطلاق بعض المواد المشعة بصورة حرة من محطات القدرة تشكل الجزء الاعظم من مساهمة هذه المحطات في زيادة جرع التعرض للنشاط الاشعاعي المتأتي من هذه المحطات.

UNSCEAR. "Ionizing Radiation: Levels and Effects," report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (the UNSCEAR Committee), United Nations (1972).

Reviews the present levels of radiation and the evidence on the effects of radiation.

WASH-1209. "The Potential Radiological Implications of Nuclear Facilities in a Large Region of the United States in the Year 2000," U.S. AEC report WASH-1209 (January 1973) (NTIS).

Estimates impact of a large nuclear power system.

WASH-1248. "Environmental Survey of the Uranium Fuel Cycle," U.S. AEC report WASH-1248 (April 1974) (NTIS).

Estimates environmental effluents from the LWR fuel cycle.

WASH-1250. "The Safety of Nuclear Power Reactors (Light-Water Cooled) and Related Facilities," U.S. AEC report WASH-1250 (July 1973) (NTIS).

Summarizes radiation protection standards and the impact of nuclear power plants.

WASH-1258. "Final Environmental Statement Concerning Proposed Rule Making Action: Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion 'As Low as Practicable' for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Plant Effluents," 3 vols., U.S. AEC report WASH-1258 (July 1973).

States considerations in setting numerical guides for effluents from nuclear power plants.

WASH-1359. "Plutonium and other Transuranium Elements: Sources, Environmental Distribution, and Biomedical Effects," U.S. AEC report WASH-1359 (December 1974) (NTIS).

Summarizes, in a number of articles, the sources of plutonium, its distribution in the environment, and its biomedical effects.

Wilson, R., and Jones, W. J., *Energy, Ecology, and the Environment* (Academic, New York, 1974).

Briefly discusses radionuclide emissions from reactors and their importance.

Briefly considers environmental impacts of nuclear plants in the context of an energy policy study.

Gofman, J. W., and Tamplin, A. R., *Poisoned Power* (New American Library, New York, 1974).

Strongly criticizes nuclear power on the basis of its impacts on human health.

Nero, A. V. and Wong, Y. C., "Radiological Health and Related Standards for Nuclear Power Plants," Lawrence Berkeley Laboratory report LBL-5285 (January 1977) (NTIS).

Summary of power plant emissions, of applicable radiation protection standards, and of the current understanding of the effects of radiation on human health.

"Nuclear Power and the Environment," rev. ed. American Nuclear Society, Hinsdale, Ill. (1976).

Environmental impacts of nuclear power, summarized by the society of nuclear power professionals.

NUREG-0116. "Environmental Survey of the Reprocessing and Waste Management Portions of the LWR Fuel Cycle," (supplement 1 to WASH-1248), U.S. NRC report NUREG-0116 (October 1976) (NTIS).

Estimates environmental impacts of fuel reprocessing and waste management for the LWR fuel cycle.

ORNL-4451. "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-4451 (July 1971) (NTIS).

Estimates local and worldwide alteration of radionuclide concentration as a result of fuel reprocessing and waste management operations.

Pigford, T. H., "Environmental Aspects of Nuclear Energy Production," *Annual Review of Nuclear Science*, vol. 24, p. 515 (1974).

Characterizes emissions from commercial nuclear facilities.

Pigford, T. H., et al. "Fuel Cycles for Electric Power Generation," Teknekron report EEED 101 (January 1973, rev. March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW Uranium-Plutonium Fueled Water Reactor," Teknekron report EEED 104 (March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW High-Temperature Gas-Cooled Reactor," Teknekron report EEED 105 (March 1975). These are included in "Comprehensive Standards: The Power Generation Case," U.S. EPA report PB-259-876 (March 1975) (NTIS).

Estimates radionuclide effluents from normal operation of various nuclear systems.

"Review of the Current State of Radiation Protection Philosophy," National Council on Radiation Protection and Measurements report NCRP No. 43 (January 1975).

Reviews philosophy behind setting of radiation protection standards, particularly the question of linear dose-response.

Richmond, C. R., "Current Status of the Plutonium Hot-Particle Problem," *Nuclear Safety*, vol. 17, p. 464 (1976).

Reviews work pertaining to the possibility that plutonium, because it may be present as small particles, may constitute a greater hazard than it would otherwise.

Bibliography — Chapter Three

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

"Basic Radiation Protection Criteria," National Council on Radiation Protection and Measurements report NCRP No. 39 (January 1971).

Discusses background of radiation protection criteria and makes recommendations.

BEIR. "The Effects on Populations of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation," report of the Advisory Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation (the BEIR Committee), National Academy of Sciences – National Research Council (November 1972).

Reviews available evidence on the impacts of radiation on biological organisms in order to estimate the effects of low levels of radiation.

"Coastal Effects of Offshore Energy Systems: An Assessment of Oil and Gas Systems, Deepwater Ports, and Nuclear Power Plants off the Coast of New Jersey and Delaware," U.S. Congress Office of Technology Assessment (November 1976) (U.S. Government Printing Office).

Includes a brief discussion of proposed floating PWR nuclear power plants.

Cohen, B. L., "Hazards from Plutonium Toxicity," *Health Physics*, vol. 32, p. 359 (1977).

Argues, on the basis of anticipated handling of plutonium and the available evidence on its toxicity and pathways, that commercial use of plutonium does not constitute a substantial hazard.

Edsall, J. T., "Toxicity of Plutonium and Some other Actinides," *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 32, p. 26 (September 1976).

Discusses the hazard constituted by plutonium.

"Environmental Statement Related to Construction of Koshkonong Nuclear Plant," (draft) U.S. NRC report NUREG-0079 (August 1976).

Summarizes environmental impact of proposed Koshkonong PWR nuclear plant.

"Final Environmental Statement, 40 CFR 190: Environmental Radiation Protection Requirements for Normal Operations of Activities in the Uranium Fuel Cycle," 2 vols., U.S. EPA report EPA 520/4-76-016 (November 1976).

States case, including background information, for the standard limiting routine emissions from nuclear power operations.

"Final Environmental Statement. Perry Nuclear Power Plant," U.S. AEC report (April 1974).

Summarizes environmental impact of Perry BWR nuclear plants.

"Final Environmental Statement Relating to Operation of Rancho Seco Nuclear Generating Station," U.S. AEC report (March 1973).

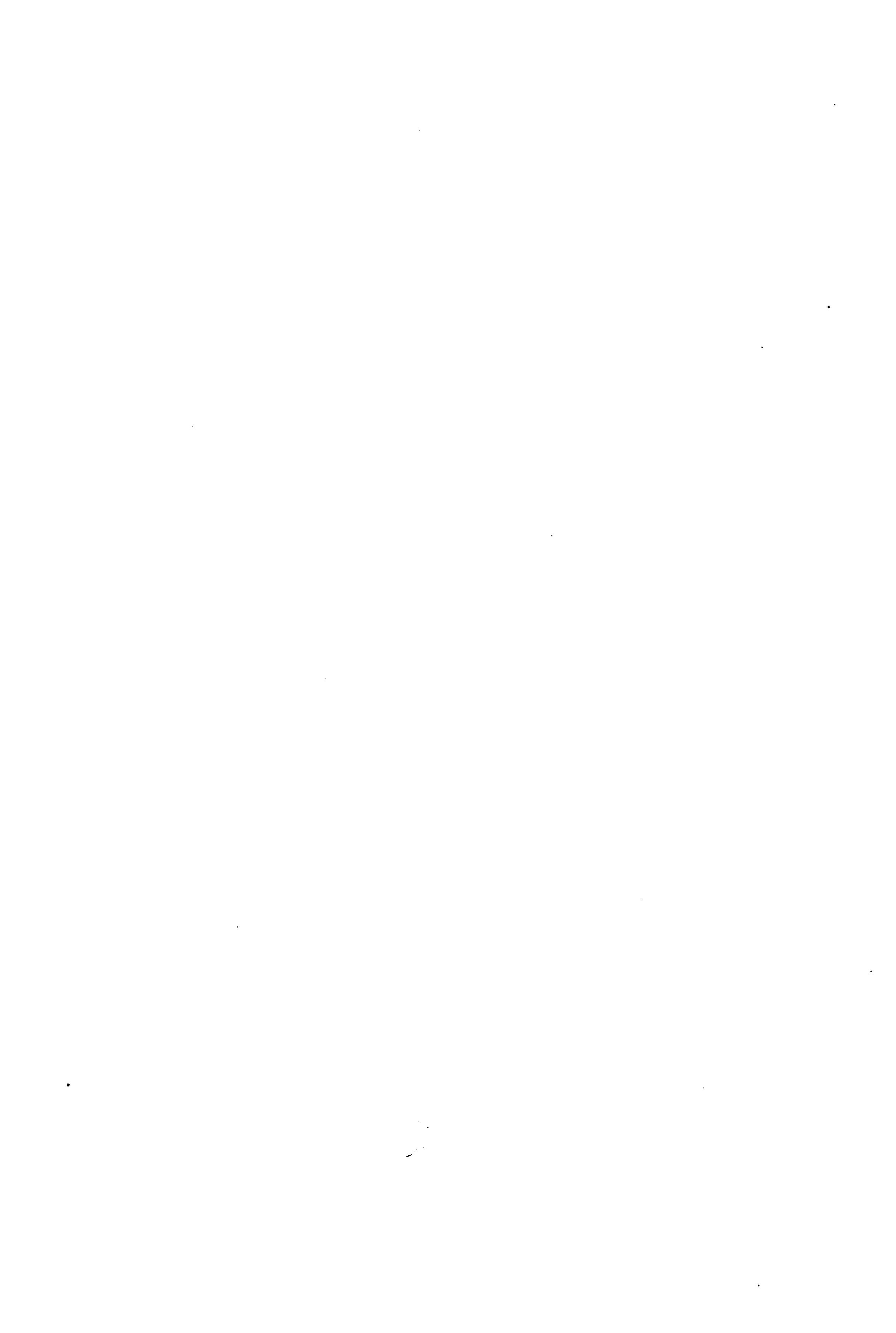
Summarizes environmental impact of the Rancho Seco PWR nuclear plant.

Ford Foundation/MITRE Corporation, "Nuclear Power: Issues and Choices," Report of the Nuclear Energy Policy Study Group (Ballinger, Cambridge, Mass., 1977).



الفصل الرابع

امكانية وقوع الحوادث النووية المفاجئة



إمكانية وقوع الحوادث النووية المفاجئة

إن قلب مفاعل القدرة النووية في حالة الاشتغال يحتوي على كمية كبيرة من النشاطية الاشعاعية التي، إذا لم تخزن بصورة جيدة فأنها، يمكن ان تسبب أذى كبيراً الى البشرية، من العاملين في محطة القدرة او للسكان المحيطين بها. لتجنب مشاكل الخزن فأنه يتوجب إتخاذ إجراءات ضرورية لضمان هذا الاحتواء، حيث أن الغرض الرئيسي للمفاعل يكون لانتاج الطاقة وهذه الطاقة الكبيرة يمكن ان تكون العامل المؤثر لتحرير ونشر المواد المشعة الى البيئة.

تحت ظروف تشغيلية إعتيادية للمفاعل يمكن تحقيق التوازن بين إنتاج الحرارة في الوقود وإزالتها بواسطة المبرد. أن تسخين الوقود اكثر مما ينبغي محتمل الحدوث فيها إذا كان معدل توليد الحرارة يزداد بسرعة الى حدود أعلى من الحالة الاعتيادية ليتعدى السعة المتوفرة لإزالة الحرارة أو في حالة هبوط كفاءة منظومة إزالة الحرارة تحت الحد المطلوب حسب الظروف المقررة لها. التمييز بين هذه الشروط يكون واضحاً. غالباً يمكن النظر الى الزيادة غير المخطط لها في معدل التفاعل، والمشار لها «الحالة العابرة transient» حيث يشير الى اي انحراف في عوامل الاشتغال من قيمها الاعتيادية. هذه تتضمن، الصنف الثاني الذي ذكرناه تواً، والمتميز بهبوط كفاءة منظومة الإزالة الحرارية. إن فقدان المبرد من المنظومة الابتدائية يكون بمثابة التقليل في كفاءة طرد الحرارة وبذلك يولي اعظم الانتباه وذلك لما قد يُسببه من حادث. مثل هذه الحادثة نشير اليها كـ «حادثة فقدان المُبرد» (LOCA).

لقد تم في الفصل الاول التطرق الى بعض جوانب السلامة الرئيسية للمفاعل. أن الهدف الجوهري في تصميم المفاعل يكون لمنع ظاهرة الحالة العابرة (transient)، بضمنها الـ «LOCA»، التي تؤدي الى الضرر في الوقود، وبصورة خاصة التشقق في غلاف الوقود او انصهار الوقود. هناك طريقان رئيسيان لمنع مثل هذا الضرر وهما: إمكانية إيقاف التفاعل المتسلسل بصورة سريعة يُعتمد عليها عندما يتطلب الأمر ذلك ومنظومات التبريد بوفرة وسعة كافية لإزالة الحرارة المتولدة في قلب المفاعل. في حالات معينة، فأن فكرة المفاعل الرئيسية تساهم في هذه القدرات لتخطي الحالات الطارئة. في الطريقة الاخرى فأن الفكرة الرئيسية يجب ان تكون معززة ومعتمدة على منظومات السلامة الهندسية. عندما يحدث ضرر أساسي في قلب المفاعل، فأنه يجب ان تتوفر منظومات مساعدة للسيطرة على تحرر النشاطية الاشعاعية الى البيئة العامة. الضرر الاكثر خطورة هو الذي يتضمن إنصهار القلب وتصدع وعاء المفاعل. للحد من تأثيرات تضرر الوقود، وإنصهار القلب، وتضرر وعاء المفاعل والانابيب المرافقة يمكن أن يحاط المفاعل ببناية منع إنتشار المواد المشعة مصممة لتحد، على الاقل لوقت معين، من تنامي المواد النشطة إشعاعياً وتسربها الى الجو. هناك منظومات

ثانوية غالباً ما تساهم للسيطرة على الزيادات في الضغط ضمن البناية ولغسل او تصفية المواد المشعة من الجو الداخلي للمفاعل.

هذه الملاحظات تطبق تقريباً على كل نوع من منظومات المفاعلات التجارية. مع ذلك، فأن الاهتمام والتنسيق العام كُرِسَ على مفاعلات الماء الخفيف، التي تمثل مفاعل القدرة المنتجة تجارياً في الولايات المتحدة الامريكية. فيما تبقى من هذا الفصل سوف يتم ضمنياً تناول مفاعلات الماء الخفيف وبصورة خاصة ماهو متوفر بصورة علنية من تقييمات من حيث خصائص السلامة لها.

التصميم المتعلق بالسلامة

إن تَيّسر منظومات الأطفاء والسعة التبريدية تساهم في ضمان عدم تحرر النشاطية الاشعاعية على نطاق واسع من مفاعل الماء الخفيف. إن الأخفاقات المحدودة التي تحدث في الوقود مثل تصدع واحد او عدد قليل من قضبان الوقود، لاتشكل عقبة من حيث عدم جود ميكانيكية معينة تسبب إنتشار وتعاظم مثل هذه الاخفاقات وبالتالي فأنها لا تؤدي الى إخفاقات واسعة النطاق. عندما تحدث إخفاقات أساسية في منظومة السيطرة أو منظومات التبريد يزداد خطر تحرر النشاط الاشعاعي. وأخيراً، يجب تجنب الاخفاق الذي يحصل في عملية التبريد، فيما إذا حصل في معدات التبريد أو من إخفاق (مثل فشل في السيطرة الالكترونية) والذي يؤدي الى فشل عملية التبريد.

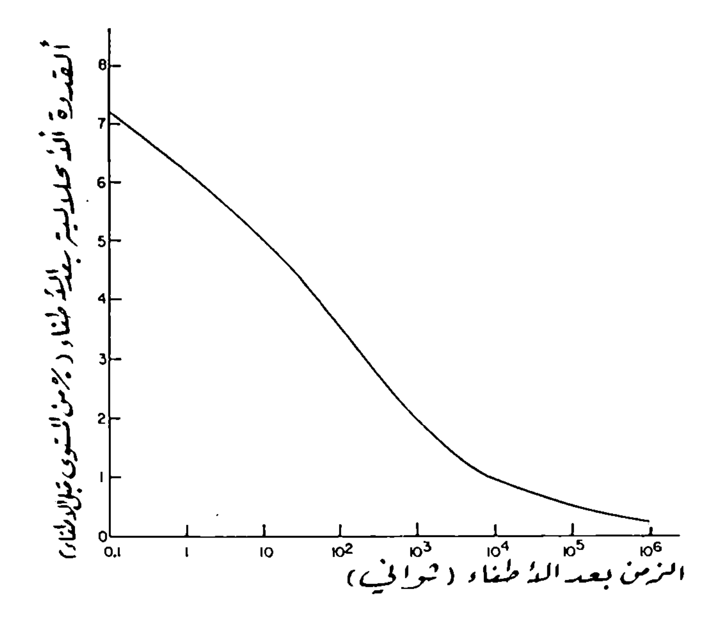
في حالة فقدان المُبَرد بسرعة وبصورة كلية نسبياً في المفاعل الذي يعمل على القدرة التصميمية، فأن اقساماً من الوقود يمكن ان تتأثر بصورة سريعة مما يؤدي الى إحداث اضرار في البنية التركيبية لها. إن غلاف الوقود يعمل على صيانة البنية التركيبية له. عند إيقاف التبريد الخارجي بصورة مفاجئة، فأن درجة حرارة الغلاف سوف ترتفع نتيجة للحرارة الموجودة في الوقود ونتيجة للحرارة الاضافية المتولدة من حوالي (١٥) بليون (١ بليون = ١٠⁹) كوري من خزين النشاط الاشعاعي الموجود في قلب المفاعل (في محطة نووية بقدرة ١٠٠٠ ميكا واط كهرباء). هذا الخزين من النشاطية الاشعاعية يتطلب وضع مخطط بعيد المدى لتلبية متطلبات مسألة التخلص من الحرارة الموجودة في القلب. إن الطاقة الحرارية المتولدة من هذه النشاطية الاشعاعية مبينة في الشكل ٤ ـ ١. إن مستوى القدرة في الدقائق الاولى بعد إطفاء المفاعل لايتجاوز جزءً قليلاً من مستوى القدرة الكلية الاعتيادية بحيث لاتتجاوز بضع اجزاء المئة منها. حتى في حالة الاشتغال على جزء بالمئة من مستوى القدرة، فأنه يجب توفر الماء لمنع ظاهرة إنصهار الوقود.

إذا حدث إنصهار غلاف الوقود على نطاق واسع، فإن كميات كبيرة من الوقود يمكن أن تتجمع في قعر قلب المفاعل. لسوء الحظ، إن هذا السلوك سيء فيما إذا استقرت كتلة الوقود في قعر الحوض حيث إن الوقود يمكن ان يصل الى درجات حرارة عالية جداً مما يؤدي الى إنصهار مايلاقيه فاتحاً طريقه خلال الوعاء، وبغضون مايقارب يوم، فأنه يؤدي الى إنصهار القاعدة الكونكريتية لبناية الحاوية (Containment).

إن الحالة من الخطورة بمكان حتى قبل ان يخرج الوقود من قعر الوعاء، حيث أن حدوث تصدع في غلاف الوقود وارتفاع درجة الحرارة يؤدي الى إزاحة نواتج الانشطار المتطايرة وتحررها الى المحيط مثل، اليود، السيزيوم، والغازات الخاملة، والتي سوية تشكل القسم المهم من خزين النشاط

الاشعاعي. في حالة تصدع البناية، وبصورة خاصة نتيجة لتزايد الضغط فأن قسماً كبيراً من النويات المشعة المتطايرة يمكن أن تتسرب الى البيئة. أما إذا حدث التصدع في مناطق مرور الوقود أثناء إنصهاره فقط، فأن الارض تحت البناية يمكن ان تكون كمصفاة لمنع تسرب النشاط الاشعاعي الى البيئة، حتى ولو بصورة غير كاملة.

إن الفكرة الأساسية للمفاعل، تعني، تصميم الوقود ومنظومة السيطرة ومنظومات التبريد، بحيث تؤمن حفظ النشاط الاشعاعي المتولد في الوقود، مالم تحدث حادثة كالتي وصفت اعلاه. لقد بُذلت جهود كبيرة لمنع الاخفاق في عمل منظومات المفاعل الاساسية وبصورة خاصة لمنظومة التبريد. هذه الجهود لاتتضمن فقط التصميم المتحفظ لهذه المنظومات، لكن صممت المنظومات الأساسية مع اجهزة مراقبة وفحص لضمان إستمرارية عملها كحماية ثانوية، لقد وفرت منظومات إحتياطية معقدة تستخدم في حالة إخفاق المنظومات الأساسية. من هذه المنظومات السائدة، منظومات السيطرة على مفاعلية المفاعل (تعني، سموم النيوترونات) وعدة منظومات تبريد للقلب في حالة الطوارىء.



شكل ٤ ـ ١ القدرة الحرارية بعد إطفاء المفاعل.

بعد إنقطاع التفاعل المتسلسل، فإن النشاطية الاشعاعية المتبقية في الوقود سوف تولد حرارة كنتيجة لانحلال النشاط الاشعاعي. بأفتراض أن المفاعل قد إشتغل لفترة كافية، فإن القدرة المتولدة بصورة مباشرة بعد الإطفاء ستكون تقريباً ٧٪ من مستوى القدرة قبل الاطفاء. للمفاعل الذي قدرته ٣٠٠٠ميكاواط حراري، وبسعة ١٠٠٠ ميكا واط كهربائي، هذه تحتم أن يكون مستوى قدرة الانحلال الابتدائية بحدود ٢٠٠ ميكا واط حراري. وبسبب الانحلال السريع للنظائر ذات النصف عمر القصير، فإن هذا المستوى الحراري الانحلالي يتناقص بصورة سريعة، لكن هل هذه الحرارة هي التي تفرض المتطلبات، في مفاعل الماء الخفيف، في أن يبقى الماء المبرد متوفراً لمنع الضرر الذي يصيب الوقود.

إن ملاءمة منظومات تبريد القلب في حالة الطوارىء (ECC) مسألة فيها كثير من الاجتهاد. لقد صممت المنظومات لتجهيز الماء الى منظومات التبريد الابتدائية في حالة تناقص خزين المبرد. أما في حالة حدوث تسربات صغيرة، فأن هناك شكاً حول ملاءمة هذه المنظومات، بأفتراض عدم تضرر منظومات السيطرة الكهربائية (مثل القابلوات). أما في حالة الكسور الكبيرة، والانطلاق المفاجىء للضغط ولارتفاع درجة حرارة الماء فأن ذلك يؤدي الى تكوين البخار المفاجىء وطرد المبرد من المنظومة الابتدائية، وغالباً مايشار الى هذه الحالة بالتفريغ السريع للمبرد من المنظومة الابتدائية عند حدوث الحادثة المفاجئة لفقدان المبرد (blowdown). تحت هذه الشروط فأنه من الصعب إدخال الماء الى المنظومة الابتدائية. إن الماء الداخل ربما لايصل الى الوقود الساخن، وعليه فأن الزيادات الخطرة في درجة الحرارة لايمكن إيقافها.

إن منظومات تبريد القلب في حالة الطوارىء لمفاعلات الماء المضغوط ومفاعلات الماء المغلي قد تم وصفها في الفصلين الخامس والسادس على التوالي. (انظر بصورة خاصة الاشكال ٥ ـ ٨ و ٦ ـ ٩).
من المعلوم وجود ثلاث منظومات لتبريد قلب المفاعل في حالة الطوارىء وهي تعمل بصورة مستقلة عن بعضها البعض. في الحالات الاعتيادية، فأن منظومتين تعملان بظروف ضغط واطىء، وهي تمثل حالة فقدان معظم مائع التبريد ومنظومة اخرى تعمل بظروف ضغط عال (بمعدلات جريان أوطىء من احد منظومات الضغط الواطىء على الاقل). معظم المنظومات تستخدم مضخات وانابيب مستقلة نسبياً، ولاجل تشغيلها فأن ذلك يتطلب وجود مولد إشارة ليدلل على المستوى الواطىء للمبرد او الى التغير الكبير في الضغط. الاستثناء المهم هو «المراكم accumulator» لمفاعل الماء المضغوط، الذي يتكون من خزان واسع للماء المضغوط والذي يحفظ منفصلاً عن المنظومة الابتدائية بأستخدام صمام الكبح (check valve) الذي ينفتح في الحالة التي يكون فيها ضغط المنظومة الابتدائية اقل من قيمة ضغط المراكم. مثل هذه المنظومة غير الفعالة لاتتطلب الى إشارة طوارىء لكي تبدأ العملية.

هذه المنظومات مصدر خلاف كبير وذلك لصعوبة التنبؤ بما يحدث في المفاعل أثناء حادثة فقدان الماء المبرد (LOCA)، وللصعوبة الكبيرة، في الحقيقة، فأن البرامج الحسابية لاتستطيع التوقع بدقة عن التأثيرات الداخلية في المفاعل او كفاءة منظومات تبريد القلب في حالة الطوارىء. لقد تم تطوير نوعين من البرامج الحسابية والتي تمثل النماذج الاقرب الى «الواقعية realistic» وهي تحاول ان تستخدم احسن فهم متوفر للسلوك الهيدروديناميكي للتنبؤ عما سيحدث في حالة حادثة فقدان المبرد «LOCA». إن نتائج هذه البرامج في هذه الحالة ادق مايمكن الحصول عليه. بالرغم من هذا، فأن النتائج غير اكيدة لعدم توفر المعرفة الدقيقة للشروط والافكار المختلفة المستخدمة في الحسابات. لهذا السبب، إن نتائج هذه البرامج «الواقعية» لايمكن الاعتماد عليها بصورة كاملة، لاستعمالها في التصميم ولاجازة المفاعل. وقد تم تطوير مجموعة اخرى من البرامج وهي البرامج المحافظة «Conservative». في الحالات التي فيها شيء من الغموض، فأن هذه البرامج الحسابية تعمد الى إفتراضات الاحتمال الاسوأ لتوفير وضمان حالة الامان وذلك من اختبار للعوامل (Parameters) والطرق الحسابية التي تميل الى تخمين قسوة الشروط والمبالغة بخطورة الموقف بغية أن تكون نتيجة الحساب في حالة الحادثة، اكثر شدة من الذي يحدث فعلاً لكي يتم اتخاذ الاحتياطات اللازمة. مثل هذه البرامج المحافظة تشكل جزءً مهماً من عملية الاجازة لمحطات القدرة النووية. للاجابة عن

الاستفسار فيها إذا كانت هذه البرامج حقاً محافظة فأن هناك جدلاً عليهـا، وهذا مـابينته بعض الفحوص المحددة للتأكد من صلاحية برامج الحادثة المفاجئة لفقدان مبرد قلب المفاعل «LOCA».

مُسببات الحادثة المفاجئة: كسور الأنابيب، الهزات الارضية، وأخطاء العاملين

لقد صممت منظومات السلامة لحماية تكامل منظومة المفاعل لمواجهة ظروف كثيرة ومتنوعة. الحوادث التي يحتمل ان تبدأ سلسلة حوادث متعاقبة قد أعتبرت بصورة خاصة في تصميم منظومات السلامة. الارتفاعات الفجـائية في درجـات الحرارة (transients) يمكن ان تبـدأ نتيجة لحـوادث متعددة، متضمنة الاخطاء الناتجة من المعدات او الانسان. بعض هذه المسببات تستحق ذكر معين بسبب اهميتها.

إن إخفاق بعض أجزاء محطة القدرة النووية يمكن ان يمثل احد الانواع الرئيسية المسببة لحالات العبور الطارئة (الحيود عن قيم التشغيل الاعتيادية). إن اي جهاز و جزء في المنظومة يتميز بأحتمالية إخفاق محددة إثناء الاشتغال، لذلك فأن تصميم المحطة يجب ان يتغلب عـلى هذه الاخفـاقات للمحافظة على سلامة المفاعل. في حالات عديدة، يكون للاجهزة والمنظومات المهمة منظومات اخرى إحتياطية او تكون مسندة من قبل انواع اخرى من المنظومات. على العموم، فأن المعدات ذات العلاقة بالسلامة يتطلب ان تكون ذات نوعية عالية وذلك لاهميتها. (انظر المقطع التالي). مع ذلك، فأن بعض انواع الاخفاقات يمكن في الواقع ان تضع منظومات المحطة تحت الاختبار. أن الاخفاقات التي تجلب الاهتمام الرئيسي، بصورة خاصة في مفاعلات الماء المضغوط، هي إنكسار الانابيب، وخاصة في منظومة التبريد الاولية، وحتى في وعاء المفاعل. إن شروط إختبار المواد، طرق التصنيع، ومتطلبات التفتيش قاسية ودقيقة وذلك بغية إلغاء إحتماليـة إنكسار الـوعاء (Vessel) بهدف التقليل من خطورة الموقف. المتطلبات الفنية المفروضة على الانابيب تكون ايضاً عالية ودقيقة لتقليل إحتمال وقوع فشل في احدهما بالرغم من العلم المسبق بأن مثل هذا الاحتمال نادر الحدوث. مع ذلك، فأن الاحتياطات الضرورية ومنظومات السلامة يجب أن تتوفر لمعالجة حالات الارتفاع المباشر في درجات الحرارة، بينما في حالة إنكسار الوعاء فأنه سوف يؤدي بالضرورة الى إنصهار القلب.

إن الظروف الخارجية قد تؤدي الى الشذوذ في عمل المنظومة النووية. حيث أن الحالات الطارئة مثـل الارتفاع المبـاشر في درجـات الحرارة وأثنـاء هزة ارضيـة، ولو ان عـوامـل اخـرى، مثـل الاعصارات، أو إنكسار ريشة مروحة التوربين التجاري، أو تحطم الطائرات عند سقوطها على بناية المفاعل، يمكن ان تهدد منظومة المفاعل. مع ذلك، فأن بناية المفاعل توفر بعض الحماية ضد معظم المؤثرات الخارجية. إن هذا قد لايكون صحيحاً في حالة الهزات الارضية، التي تجهد التراكيب الداخلية بصورة مستقلة عن وجود البناية الخارجية. محطات القدرة النووية تُبنى وفق معايير خاصة تعتمد على توقع شدة وإحتمالية وقوع الهزات الارضية الممكن حدوثها في الموقع المعين. إن هذه التوقعات ليست بالأمر السهل حيث، يتطلب الأمر تعريفاً ونشاط التصدعات في قشرة الارض وعلاقتها بخطوط الهزات الارضية المتوقعة. الشكل ٤ ـ ٢ يُشير الى مسح الخطر الزلزالي في الولايات

المتحدة الامريكية. حالما يتم تحديد قوة الهزة الارضية، فأنه يصبح بالامكان تصميم المحطة لتجنب تأثير الهزة، بأفتراض ان الهزة الارضية المسلم بها لاتتعدى تلك الحدود. إن التصميم يتطلب إختبار ملائم للأبنية والمواد الداخلة في تصميم المحطة. الصعوبة تنشأ عندما تصمم المحطة بمواصفات معينة، ويتضح بعدها من دراسة جيولوجية لاحقة وجوب إتخاذ الاحتياطات لهزة ارضية[1]. قد يمكن إصلاح الموقف بإتخاذ تدابير لاحقة ولكن ضمن حدود معينة.

الصنف الثالث والمهم ذكره هو الاخفاقات البشرية، والتي يقصد بها فشل العاملين في المحطة في تشغيل المحطة بصورة صحيحة، تحت الظروف الاعتيادية او الشاذة. إن الجهود دائماً تركز لجعل التصاميم تستطيع تحمل معظم الاخفاقات المذكورة، ومن ضمن هذه الجهود، تدريب العاملين والذي يعتبر من المتطلبات المهمة التي تفرض على مالك المحطة النووية. مع ذلك، وكما في الامثلة الاخرى فأنه يوجد إحتمال للاخفاق. إن رد الفعل الانعكاسي للمشغلين وإتخاذ القرار تكمن خطورته فيما اذا تم تعطيل اكثر من منظومة سلامة واحدة. إن مثل هذا التعطيل يمكن أن يتجاوز الحدود وصولاً الى المنظومات الاحتياطية (العمود الثاني للسلامة) وبذلك تزداد إحتمالية فشل المحطة النووية بصورة كاملة.

الصنف الاخير الذي له بعض الاهمية هو صيانة المحطة النووية. هناك منظومات معينة قد لايمكن توفرها بسبب الفحص والصيانة الرتيبة. إذا كان أحد هذه المنظومات هو منظومة السلامة والتي يتم اللجوء اليها أثناء الطوارىء، فأنها من المحتمل ألا تكون جاهزة. لذلك فأن إزدواجية منظومات المحطة يمكن أن يُقلل من الخطورة في مثل الظروف، ولكن هذه الامكانية يمكن النظر اليها أثناء تصميم المحطة ومراحل تخمين الخطورة لذلك التصميم.

مراجعة السلامة وتأمين النوعية

المنظم الأساسي للقدرة النووية في الولايات المتحدة الامريكية هي لجنة التنظيم النووي (NRC). إن لجنة التنظيم النووي تستلم المسؤولية من قرار الطاقة الذرية لعام ١٩٥٤ (المُعَدَّل) والذي في الاصل عهد الى لجنة الطاقة الذرية للقيام بهذه المهمة. بالاضافة الى ذلك فأن إدارة الولاية، والوكالات المحلية قد إبتدأت بممارسة سلطة أكبر، ولو تم تحديدها بعض الشيء بقرار لجنة الطاقة الذرية، فيما يخص محطات القدرة، بنمو القدرة النووية في الدولة التي تمتلك حوالي ٢٠٠ محطة نووية تجارية مجازة كفيلاً بتوضيح معالم العملية التي يتم على أساسها منح الاجازة وكذلك المعايير المستخدمة لذلك اصبحت اكثر وضوحاً. بمعنى آخر، وتلميحاً الى ماسبق، فأن العملية لها صفة رسمية مقبولة: حيث ان الطرق التي يتم بواسطتها حساب توقع تسلسل الحوادث والمتطلبات الصحيحة قد تم إختبارها بدقة وأنها تهدف لأن تكون محافظة حتى ولو كان ذلك بعيداً عن الواقع.

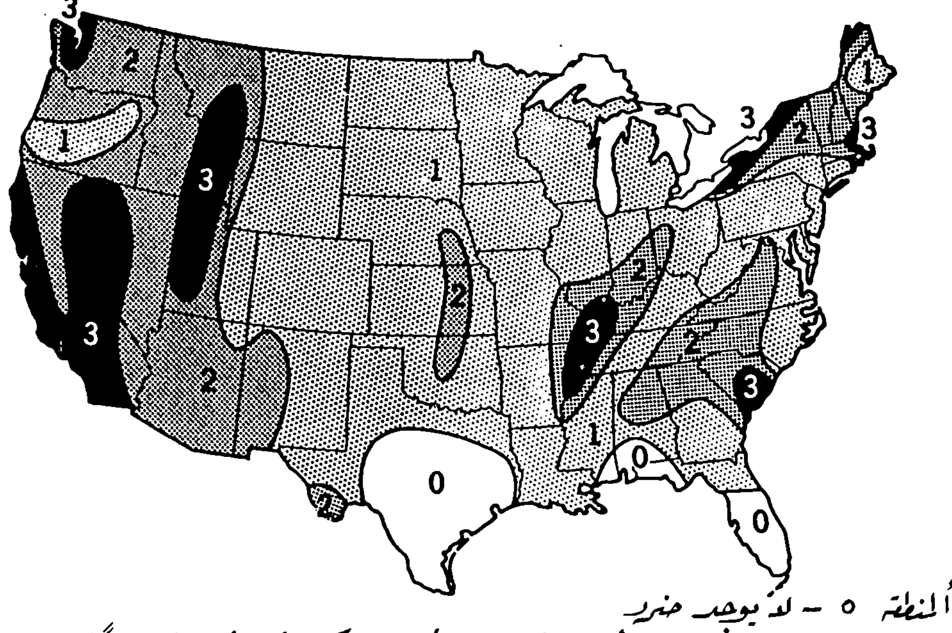
إن السباق الذي يتم فيه تقييم أسس «السلامة» لمحطة القدرة النووية المقترحة يكون بمراجعة

---

(١) هذا الموقف حدث للمحطات النووية (Diablo Canyon) والتي حالياً اكملت في ولاية كاليفورنيا.

تقارير تحليل السلامة الذي يجب على طالب الاجازة أن يقدمها قبل بناء المحطة النووية. إن لجنة التنظيم النووي (NRC) تصف بالتفصيل المعلومات والتحليل الذي يجب ان يُذكر في التقارير. كما انها تنشر بشكل تفصيلي الطريقة التي تتم بواسطتها مراجعة مثل هذه التقارير المقدمة اليها.

تتخذ المعايير والمقاييس المستعملة في هذه المراجعة عدداً من الاشكال. الوحدات الجوهرية، من وجهة نظر لجنة التنظيم النووي، هي المعايير المحتواة في الفصل العاشر من برنـامج التعليمـات



المنطقة ٥ - لا يوجد ضرر

المنطقة 1 - ضرر طفيف: الهزات الارضية البعيدة يمكن أن تسبب ضرراً الى البنايات بفترات زمنية أساسية أكثر من 1.0 ثانية، تطابق الشدة V، VI لمقياس ميركالي المطور (M.M.)

المنطقة 2 - ضرر متوسط يطابق الشدة VII لمقياس ميركالي المطور

المنطقة 3 - ضرر رئيسي يطابق الشدة VIII أو أكثر لمقياس ميركالي المطور (M.M.)

شكل ٤ ـ ٢ خارطة الولايات المتحدة الامريكية تبين المناطق ذات الخطورة بسبب الهزات الارضية

الولايات المتحدة المتجاورة يمكن أن تخضع الى أصناف الخطورة المشار اليها في الشكل. هذه الاصناف تطابق الشدة المبينة على مقياس ميركالي المطور، كما مشار لها.

الاتحادية (CFR) وهو الفصل الذي يحدد مسؤوليات لجنة التنظيم النووي (NRC). الجزء ٥٠ من برنامج التعليمات العاشر 10 CFR يحدد عدداً من المعايير التصميمية العامة، التي تطبق الى كل من ظروف التشغيل الاعتيادية لمنظومات المفاعل والى إستجابتها الى الحادثة المفاجئة. في حالات كثيرة، قامت لجنة التنظيم النووي بصياغة «دليل التنظيم» المُفضل، الذي يُعين طرقاً بواسطتها يمكن لصاحب المحطة النووية تحقيق المستلزمات المطلوبة. بالرغم من ان هذا الدليل لايحمل الصفة الشرعية، إلا أنه يخدم بصورة عملية كتعليمات ولكنها أصبحت، كما يبدو، أحسن طريقة ملائمة لاقناع لجنة التنظيم النووي. وأخيراً، فأن دلائل التنظيم، وفي الحقيقة مراجعة تصميم السلامة الكلي، يستند بصورة أساسية على المقاييس الطوعية التي صيغت من قبل جهات مهنية متعددة لاستخدامها من قبل منتسبيها وللاستعمال من قبل الصناعة. في حالات عديدة، فإن هذه المقاييس قد صيغت للاستعمال الصناعي العام، ومن ناحية خرى، فإن المقاييس والمواصفات ذات العلاقة بالجوانب النووية يتزايد نشرها في الوقت الحاضر، مما يعكس أهمية هذا الموضوع.

المعايير المستعمَلة في مراجعة متطلبات السلامة تتعلق بعدة مجالات ومن ضمنها إختيار المواد وفحصها، تصميم المعدات، وطرق التحليل، وتأمين النوعية. المجالان الاخيران يستحقان تعليقاً خاصاً في هذه المناقشة. لقد لوحظ أن تحليل الحادثة المفاجئة المطلوب لمراجعة متطلبات السلامة قد حُدد بعناية والى حد ما رسمياً، أن المراجعة تتطلب أن تشمل مدى واسعاً للحوادث المفاجئة، إبتداءاً من الاضطرابات الثانوية وإنتهاءاً بالعطلات الرئيسية. لقد صُنفت الحوادث المفاجئة بصورة رسمية من الصنف ١ الى ٨، حيث يبين الشكل ٤ ـ ١ نموذجاً لذلك لمعظم الحوادث المفاجئة ذات الطابع الخطير مثل الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد «LOCA»، تتوفر الطرق التحليلية المطلوبة، بشكل توظيف نماذج للمحافظة على تبريد قلب المفاعل في الحالات الطارئة (ECC) والتي تمت مناقشتها أعلاه. إن تحليل الحادثة المفاجئة يجب أن يبين أن منظومات الطوارىء هذه قادرة على التعامل مع هذا الصنف من الحوادث بدون ضرر جدي الى قلب المفاعل.

بالاضافة الى هذه التحليلات المُفصلة لعمل منظومات الطوارىء للمفاعل، فأن مالك المحطة يجب أن يحسب الجرع الاشعاعية التي يحتمل أن يستلمها عامة الناس في حالة الحادثة المفاجئة للمفاعل. هذا التحليل يكون مرتبطاً، بصورة خاصة، بأختيار ملاءمة الموقع المقترح للمحطة. النماذج التي يمكن أن تستعمل في هذا الحساب تحدد بعناية، كأفتراض حجم المواد المشعة المتحررة. إن إنتخاب الموقع يجب أن يكون على ضوء ملاءمة مساحة المنع (التي لايمتلك عامة الناس حرية الوصول أو الاقتراب منها) والتي تُعين منطقة الكثافة السكانية القليلة (LPZ). إن منطقة الكثافة السكانية القليلة تعني أن عدد الناس فيها من القلة بحيث يمكن إخلاؤهم عند الضرورة و، علاوة على ذلك، فإن كلاً من منطقة المنع والكثافة السكانية القليلة يجب ان تكون واسعة لكي تستطيع إحتواء الحدود القصوى للجرع الاشعاعية على الأطراف المحيطية لها من المواد المشعة المفترض تحررها أثناء الحوادث بحيث لاتتعدى الحدود المسموح بها كما جاء في التعليمات الاتحادية الفصل ١٠ الجزء ١٠٠ (10 CFR Part 100)[٢]. إن ماتجدر ملاحظته هو عدم الطلب ممن يروم الحصول على

---

(٢) خارطة قاطع الكثافة السكانية (LPZ)، الحدود المسموح بها من الجرع الاشعاعية هي ٢٥ ريم لعموم الجسم و ٣٠٠ ريم الى الغدة الدرقية خلال الفترة الكلية للحادثة المفاجئة. في قاطع المنع، حدود الجرعة نفس الشيء، ولكن لفترة ساعتين من الزمن.

اجازة بناء محطة ان يحسب بصورة واقعية الخطورة التي تشكلها الحوادث على الناس المحيطين بموقع المحطة، في حين هناك الزام ببيان أن التصميم المفترض والموقع يفيان بعدد من المتطلبات الرسمية. سيتم في الفقرة القادمة توضيح إحتماليات الحوادث وتأثيراتها واللذان يمثلان الخطر بشكل مفصل.

جدول ٤ ـ ١ تخمينات العواقب الراديولوجية (الاشعاعية) لحوادث مفاجئة مفترضة.

صنف الحادث المفاجىء وفق لجنة التنظيم النووي (NRC)	الحادثة	الكسر المخمن من 10 CFR الجزء 20 التحديدفي حدود الموقع(ب)	الجرعة المخمنة للناس القاطنين في دائرة نصف قطرها 50 ميل (رجل - ريم)
١	حوادث مفاجئة عادية	جـ	جـ
٢	تحررات صغيرة خارج حاوية المواد المشعة	جـ	جـ
٣	الاخفاقات في منظومة الفضلات المشعة		
٣ ـ ١	التسرب في المعدات اوعطلها	٠,٠٣٣	٦,٣
٣ ـ ١	التحرر الناتج من محتويات خزانة الفضلات الغازية	٠,١٣	٢٥
٣ ـ ٣	التحررالناتج من محتويات خزانة الفضلات السائلة	٠,٠٠٤	٠,٧
٤	نواتج الانشطارالى المنظومة الابتدائية(مفاعل الماءالمغلي)	د	د
٥	نواتج الانشطارالى المنظومات الابتدائية والثانوية (مفاعل الماء المضغوط)		
٥ ـ ١	الاعطاب في غطاء الوقود والتسرب في مولدات البخار	جـ	جـ
٥ ـ ٢	الاحداث السريعةالتي تسبب إخفاق الوقود للفواصل خارجة عن حدود التصميم غير المتوقعة والتسربات الحاصلةفي مولد البخار	<٠,٠٠١	<٠,١
٥ ـ ٣	إنفجار أو تمزق إنبوبة مولد البخار	٠,٠٤٣	٨,٤
٦	الحوادث المفاجئة عند تحميل الوقود		
٦ ـ ١	سقوط حزمة الوقود	٠,٠٠٧	١,٣
٦ ـ ٢	سقوط جسم ثقيل على الوقود في قلب المفاعل	٠,١٢	٢٣
٧	الحادثة المفاجئة عند معاملة الوقود المحترق		
٧ ـ ١	سقوط مجمع الوقود على حاملة الوقود	٠,٠٠٤	٠,٨
٧ ـ ٢	سقوط جسم ثقيل على	٠,٠١٧	٣,٣

		حاملة الوقود	٥	
٧ _ ٣	سقوط حاوية الوقود		٠,١٠	٢٠
٨	الحادثة المفاجئة المسببة للحوادث المعتبرة في الاسس التصميمية في SAR			
٨ _ ١	الحوادث المفاجئة لفقدان المبرد			
	كسر صغير		٠,٠٧٤	٢٥
	كسر كبير		٠,٥٦	٦٥٥
٨ _ ١(أ)	كسر في خط الجهاز من المنظومة الابتدائية التي تدخل في حاوية المواد المشعة		د	د
٨ _ ٢(أ)	الحادثة المفاجئة لقذف القضيب (مفاعل الماء المضغوط)		٠,٠٥٦	٦٥
٨ _ ٢(ب)	المفاجئة سقوط القضيب	؟		؟
٨ _ ٣(أ)	كسور خط البخار (خارج حاوية المواد المشعة لمفاعل الماء المضغوط)			
	كسر صغر		٠,٠٠١>	٠,١>
	كسر كبير		٠,٠٠١>	٠,١>
٨ _ ٣(ب)	كسر خط البخار (مفاعل الماء المغلي)		د	د

ا . الجرع المحسوبة كنتيجة للحوادث المفاجئة المفترضة استندت على انتقال المواد المشعة في الهواء وان الجرعة ناتجة بطريقة مباشرة وعن طريق التنفس. تقديراتنا للجرع الناتجة من الحوادث المفاجئة تفترض ان برنامج المراقبة البيئية والمراقبة الاضافية الملائمة (التي يمكن ان تتسبب في حادثة مفاجئة لتحرر السائل المكتشف عن طريق منظومة مراقبة المحطة) سوف تكشف عن وجود النشاطية الاشعاعية في البيئة بطريقة موقته بحيث يمكن اخذ فعل علاجي اذا كان ضروريا للحد من التعرض الذي قد يصيب الانسان من جوانب اخرى.

ب . يمثل الكسر المحسوب لجرعة عموم الجسم التي تساوي ٥٠٠ ملي ريم، او الجرعة المكافئة للعضو.

حـ . قد تم تقدير هذه لتحررات رتيبة.

د . غير قابلة التطبيق على مفاعل الماء المضغوط.

إن تأمين متطلبات سلامة محطات القدرة النووية بصورة ملائمة لايعتمد فقط على وضع التصميم المناسب والطرق التحليلية، ولكن على التأكيد ايضا بأن التصميم الموضوع هو المتبع بصورة فعلية عند الانشاء. هذا التأمين النوعي يمتد الى مجالين واسعين: التأكيد على ان تصميم وبناء المحطة يتم وفق المقاييس الموضوعة لمحطات القدرة النووية والثاني ضمان كون مكونات المنظومات المستعملة بمواصفات نوعية مطابقة لما في التصاميم الاساسية. إن تأمين النوعية ومتابعتها يعني به تشكيل من مؤسسات إنتاج الطاقة ووكلائها وبمراقبة لجنة التنظيم النووي (NRC)، حيث يقوم هذا التشكيل بالتفتيش والالزام بأجراء التعديلات المطلوبة. إن مواصفات برنامج تأمين النوعية هو أحد المتطلبات لتقرير السلامة التفصيلي.

أصبح موضوع ملاءمة نظام معين للسيطرة على تنظيم برامج القدرة النووية موضوع مناظرة بين عامة الناس في الولايات المتحدة الامريكية. لقد تركزت المناظرة، في السنوات القليلة الماضية، على موضوعين سبق ذكرهما: الاول، حول ملاءمة برنامج تأمين النوعية الذي يؤكد أن المحطات النووية صممت وبنيت كما افترض لها ان تكون. الضغط الذي يسلطه المجتمع بصورة عامة قد ساهم في وضع شروط اكثر قساوة على أداء منظومات تبريد القلب عند الطوارىء. (انظر تقرير إتحاد العلماء المعنيين حول معايير حادثة فقدان المبرد وتقرير الجمعية الفيزيائية الامريكية حول سلامة مفاعلات الماء الخفيف). لقد إزداد إنتباه عامة الناس الى تأمين النوعية منذ الحريق الكبير في المحطات النووية في براون فيري في ولاية الاباما الامريكية الحريق الذي تسبب نتيجة للتصميم والبناء غير المتقن والذي أوشك أن يُسبب إنصهار الوقود بسبب فقدان المُبرد. جزء رئيسي من الشك فيما إذا كانت محطات القدرة النووية أمينة بما فيه الكفاية يتأتى من التساؤلات حول ضوابط القدرة النووية وخاصة مايتعلق منها ببرامج السيطرة النوعية المرتبطة مع محطات القدرة النووية الاشارة المتعلقة بالعديد من التساؤلات حول السلامة تأتي مرتبطة مع المحطات النووية المبينة في الجدول ٤ ـ ٢.

لقد خصص الجهد الرئيسي في الآونة الاخيرة لتقييس تصاميم المحطة النووية بهدف تنظيم تتابع الاساليب المرتبطة بمسألة منح الاجازة. تمشياً مع هذا الجهد فهناك امل في ان هذا التقييس يمكن ان يُختزل طوال الوقت المطلوب بين تقديم إقتراح المحطة وبداية إشتغالها. التقييس يمكن ان يختزل أخطاء التصميم وعَطَلات التصنيع أيضاً وذلك بأعتماد منظومات مماثلة اثبتت جودتها في محطات قدرة اخرى. لمعرفة مدى نجاح هذا التقييس في اي من هذه الاهداف يبقى قيد النظر، وفي الحقيقة هناك مقترحات تُشير الى هذه المساهمات قد تطيل عملية منح الاجازة ـ على الرغم من أن ذلك يبدو غير محتمل.

جدول ٤ ـ ٢ تصنيف غير نظامي لمواضيع عامة لـ ACRS* المتعلّقة بمفاعلات الماء الخفيف (أ)

مواضيع متعلقة بمنظومة تبريد القلب عند الطوارىء والحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد

I ـ ١	عملية المص الحقيقية الصافية لمضخات منظومة تبريد القلب عند الطوارىء
I ـ ٢	السيطرة على الهيدروجين بعد الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد
I ـ ٢٠	قابلية تحمل الدرع الواقي البايولوجي كسر الانبوب ذي النهايتين في النهايات السليمة
IA ـ ٥	قابلية منظومة تبريد القلب عند الطوارىء للمحطات الحديثة والاقدم.
IB ـ ٣	كفاءة المركبات الحرجة (المضخات، القابولات، الخ) في بيئة الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد المتأخرة.
IB ـ ٤	صمامات التنفييس الفراغية للسيطرة على الممرات الجانبية على حاوية كبت الضغط لمفاعل الماء المغلي.
II ـ ٢	الاشتغال التأثيري لرشاشات الحاوية في حالة الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد (ب).
II ـ ٨	الزيادة في سرعة مضخة التدوير لمفاعل الماء المغلي اثناء الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد.
II ـ ١٠	قابلية منظومة تبريد القلب عند الطوارىء للمحطات المستقبلية.
IIA - I	الضغط في الحاوية في اعقاب الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد (بْ).
IIA ـ ٣	حاويات مكثف الثلج.
IIA ـ ٥	الزيادة في سرعة مضخات مفاعل الماء المضغوط اثناء الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد.
IIB ـ ٣	سلوك حاويات المواد المشعة لمفاعل الماء المغلي علامة III(ب).
IIC - I	إغلاق صمامات القدرة العاملة لمنظومات تبريد القلب عند الطوارىء.

IIC ـ ٥	تركيبات إسناد الوعاء
IIC ـ ٨	سلوك حاويات مفاعل الماء المغلي علامة I

يتبع جدول ٤ ـ ٢

تأمين النوعية، التفتيش، الاختبار، والمراقبة.

I ـ ٩	مراقبة إهتزاز التركيبات الداخلية والمنظومة الابتدائية
I ـ ١١	تأمين النوعية أثناء التصميم، الانشاء، والتشغيل.
I ـ ١٢	تفتيش خطوط البخار خلف صمامات العزل لمفاعل الماء المغلي.
I ـ ١٥	مراقبة ضغط الوعاء من التدفق والتغيير.
I ـ ١٨	معايير الاختبار قبل التشغيل الفعلي.
I ـ ٢٣	مجموعة تصنيفات النوعية لمركبات حفظ الضغط
I ـ ٢٥	أجهزة كشف الاجهادات في جدران الحاوية.
IA ـ ٢	كشف المنظومة الابتدائية وموضع التسربات.
IB ـ ٢	تثبيت الكواشف في القلب لمفاعلات الماء المضغوط ذات القدرة العالية.

II ـ ٤	أجهزة الكشف عن اخفاقات الوقود (ب).
II ـ ٥	مراقبة الاهتزاز المفرط او الاجزاء غير المربوطة بأحكام في داخل وعاء الضغط.
II ـ ١١	الأجهزة المستخدمة التي تعقب الحادثة المفاجئة.
IIA ـ ٨	الاستعراض الدوري لمدة ١٥ سنة من قبل NRC / ACRS لجميع مفاعلات القدرة.
IIC ـ ٧	صيانة وتفتيش المحطات.

السيطرة في حالة الطوارىء

I ـ ٢	القدرة لحالة الطوارىء.
IA ـ ٤	الارتفاعات السريعة المتوقعة بدرجات الحرارة دون أن يحدث إطفاء مباشر للمفاعل.

IB ـ ٥ القدرة الحالة الطوارىء لمفاعلين أو اكثر في نفس الموقع.

IB ـ ٧ الحادثة المفاجئة لقذف قضيب السيطرة.

يتبع جدول ٤ ـ ٢

IIA ـ ٢ الحادثة المفاجئة لسقوط قضيب السيطرة (مفاعلات الماء المغلي)[ب].

الحماية ضد التخريب

I ـ ٨ الحماية ضد التخريب الصناعي.

IIC ـ ٣ الجوانب التصميمية للسيطرة على التخريب.

المعدات العامة وملاءمة المنظومة والحماية

I ـ ٦ قواعد تصميم حوض خزن الوقود

I ـ ٧ حماية المنظومة الابتدائية وجوانب السلامة الهندسية ضد عملية قذف دولاب المضخة.

I ـ ١٣ الفحص المستقل لتحليلات إجهاد المنظومة الابتدائية.

I ـ ١٤ الأتزان التشغيلي للمضخات القاذفة.

I ـ ١٩ سعة وقود الديزل

I ـ ٢٤ التخلص من الحرارة

IA ـ ١ إستعمال الفرن المتحسس للفولاذ غير القابل للصدأ

IA ـ ٢ المنظومة الابتدائية ومواضع التسربات.

IC ـ ١ صمام عزل البخار الرئيسي من التسرب لمفاعلات الماء المغلي.

IC ـ ٢ زيادة كثافة الوقود بالضغط.

II ـ ١ قاذفات التوربين.

II ـ ٦ الصيغة العامة للاخفاقات.

II ـ ٧ سلوك وقود المفاعل تحت شروط شاذة

IIA ـ ٤	تكسر خطوط الضغط العالي خارج حاوية المواد المشعة(ب).
IIA ـ ٦	عزل منظومات الضغط الواطىء عن منظومات الضغط العالي(ب).
IIA ـ ٧	التسرب من انبوبة المولد البخاري.
IIB ـ ٢	تأهيل الاشكال الهندسية الجديدة للوقود.
IIB ـ ٤	التصدع نتيجة التآكل الاجهادي في انابيب مفاعل الماء المغلي.

يتبع جدول ٤ ـ ٢

IIC ـ ٢	الحماية من الحريق
IIC ـ ٦	مطرقة الماء

الاستجابة الزلزالية

I ـ ٥	اجهزة تحديد الحركة الزلزالية القوية
I ـ ٢٢	التصميم الزلزالي لخطوط البخار
IC ـ ٤	الضغط الزلزالي I متطلبات للمنظومات المساعدة

II ـ ٩	القابلية الاستشارية في حالة الاطفاء الزلزالي السريع للمفاعل.

ضغط وعاء المفاعل

I ـ ١٠	تفتيش حدود ضغط مبرد المفاعل
I ـ ١٦	خواص إنعدام قابلية السحب لمواد وعاء الضغط.

II ـ ٣	إمكانية إخفاق وعاء الضغط بعد الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد بسبب الصدمة الحرارية.

التشغيل العام للمفاعل: السيطرة والاجهزة

I ـ ٤	خطوط الجهاز المخترقة لحاوية المواد المشعة.
I ـ ١٧	إشتغال المفاعل بعدد قليل من الدوائر.
I ـ ٢١	تشغيل محطة بينما الاخرى تكون تحت الانشاء.
IB ـ ١	معامل المهدىء الموجب
IC ـ ٣	منظومات سيطرة تعاقب القضيب
IIB ـ ١	منظومة حماية المفاعل الهجين

يتبع جدول ٤ ـ ٢

المتدفقات وإزالة التلوث

IB ـ ٦	المتدفقات من مفاعلات القدرة النووية المبردة بالماء الخفيف
IIC ـ ٤	إزالة التلوث وعدم التفويض للمفاعلات.

---

* يعني المختصر ACRS لجنة الارشاد للاجراءات الوقائية للمفاعل.

أ. مواضيع الصنفI تكون محلولة؛ بينما الصنف II تكون غير محلولة. BوA و C تشير، على التوالي، المواضيع التي اضيفت في تقارير ACRS الثانية، الثالثة والرابعة.

ب. المواضيع المعتبرة هي محلولة من قبل مسؤولي CRC بينما تكون معلقة من قبل مسؤولي ACRS.

تخمين الخطورة

إنه لمن الواضح أن الحوادث في محطات القدرة النووية شيء ممكن الحدوث. التساؤ ل المهم لايكمن في إمكانية وقوعها ولكن الاهم هو ماهية الاحتمالية وقيمتها ودرجة خطورتها بالاضافة الى المترتبات التي تتبعها. إن معرفة إحتمالية وقوع وعواقب الحوادث الممكنة يقود الى فهم الخطورة الناتجة من محطات القدرة النووية. ان هذا الفهم يمكن ان يخدم كقاعدة أساسية للحكم في موضوع درجة خطورة محطات القدرة النووية.

قبل العقد الاخير، كان للصناعة النووية والجهات التي تقوم بأنتاج الطاقة من مصادرها النووية، وكذلك الوكالة، متمثلة في لجنة الطاقة الذرية، والتي نظمت وشجعت على إستخدام هذا النوع من الطاقة كان لهم جميعاً موقف عام نحو أهمية الحوادث في محطات القدرة النووية. وإستناداً الى فهمهم حول إشتغال محطات القدرة النووية، ومنظومات السلامة، فقد اعتبرت هذه ضمن المجاميع ذات الاحتمالية الصغيرة في مساهمتها في الحوادث الخطرة جداًو بذلك فهي لاتشكل الى إزاحة كمية كبيرة من النشاط الاشعاعي الى البيئة المحيطة مؤدية الى احداث عواقب وخيمة نتيجة التعرض الشديد الذي يصاحبها ولكن إفتراض ان مثل هذه الحوادث غير ممكن الحدوث وإحتمالية وقوعه تكاد تكون معدومة. إن التقرير الوحيد للجنة الطاقة الذرية الامريكية العام حول الخطورة من حوادث المفاعل (WASH - 740) ذكر ان تحرر نصف كمية المادة المشعة المكونة لقلب المفاعل يمكن ان تنتج في موت الآلاف نتيجة للتعرض الاشعاعي الشديد، ولكن الخبراء طرحوا الفكرة في ان مثل هذه الحادثة سوف تحدث فقط كل مئة ألف الى بليون (ألف مليون) سنة من عمر إشتغال مفاعل. لايبدو غريباً أن يتم تخمين إحتمالية حدوث إنصهار في قلب المفاعل بمقدار مرة كل مليون من سنوات إشتغال المفاعل (السنوات المتراكمة لاشتغال المفاعل طيلة فترة عمر المفاعل).

الشواهد الوصفية لاتشير الى شيء حول إحتمالية الحوادث سوى أن حادثة إنصهار قلب المفاعل لم تحدث في فترة حوالي ٣٠٠ سنة من سنوات المفاعلات التجارية في الولايات المتحدة الامريكية مجتمعة. أما إذا تم إعتبار المفاعلات المستخدمة في البحرية الامريكية فأن هذا الرقم يصبح بحدود ٢٠٠٠ سنة تشغيل إعتبار تجانس الخبرة في كلتا الحالتين. إن هذه الأرقام لاتزيد في إعطاء صورة واضحة عن الحوادث التي يمكن إعتبارها أساساً نادرة الحدوث. من جهة اخرى؛ هناك إنتقادات عديدة للقدرة النووية تَعتبر واقعة براون فيري (Brown Ferry)، والتي هي حادثة حريق، حادثة أوشكت ان تقود الى إنصهار قلب المفاعل.

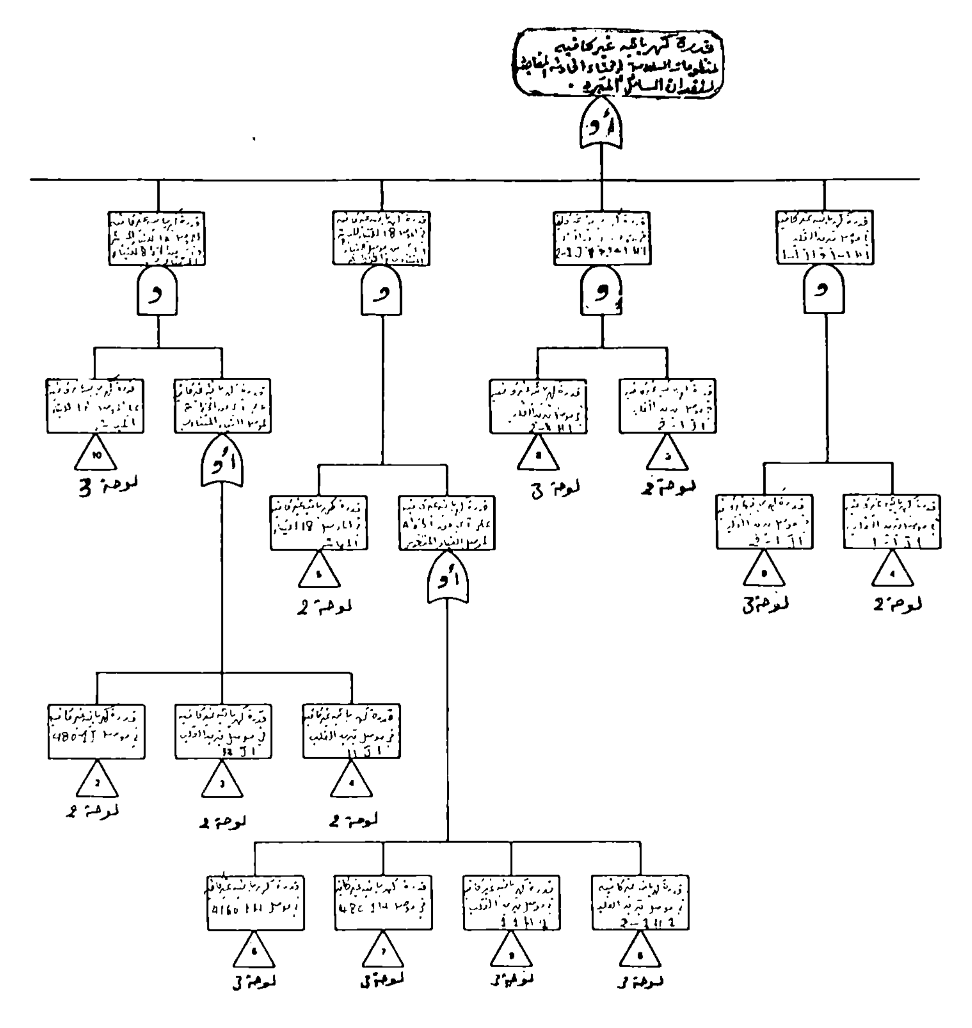
لقد تمت خلال السبعينات محاولات جدية لمعرفة سبل وقواعد تتابع ميكانيكية وقوع الحوادث في المفاعل. النموذج الامثل لمثل هذه الحسابات هي «دراسة سلامة المفاعل» المعدة الى لجنة التنظيم النووي (NRC) من قبل مجموعة تحت إشراف الاستاذ نورمان راسمـوسن (Professor Normann Rasmnssen) من معهد ماسشوسيتس للتكنولوجيا في الولايات المتحدة الامريكية. إن نتائج العمل المكثف لهذه المجموعة تم نشرها في عام ١٩٧٥ بتقـرير للجنـة التنظيم النـووي (للجنة الـطاقة الذرية)، WASH - 1400؛ تقرير تمهيدي عُرِضَ لاطلاع الجمهور في عام ١٩٧٤. جوانب عديدة من هذا التقرير قد انتقدت بشدة، ولكن، مع ذلك، فأنه يمثل الجهد الأكثر تفصيلاً وتوسعاً في حساب الخطورة الناتجة من الحوادث المفاجئة من المحطة النووية.

تسبب الاخفاق، أما بصورة مستقلة أو بالارتباط، يقوم المحلل بطرح سؤال ماهي المنظومات المساعدة الاخرى التي يمكن أن تسبب الاخفاق لهذه المنظومات الثانوية. هذه العملية تستمر، مُشَكِلةً «الشجرة» حتى يمكن أن تصل الى المنظومات، المركبات، وصولاً الى المشغلين الذين يمكن تخمين إحتمالية إخفاقهم عن طريق الخبرة. إن تحديد مثل هذه الاحتماليات يعتبر من المعلومات المحدودة التوفر لذلك فهي مدعاة للشك وتثير الجدال بقدر تعلق الامر بدراسة سلامة المفاعلات. بتزويد هذه الاحتماليات الى شجرة الخطأ يتم الحصول على إحتمالية إخفاق النظام وهذه الاحتمالية تستخدم في حسابات إحتمالية الحوادث من شجرة خطأ سابقة. النتيجة هي إحتمالية الحادثة التي تكون مرافقة مع كل سلسلة تتابع العمليات وصولاً الى الحادث، حيث ان كلاً من هذه التتابعات يكون متميزاً بدلالة توقيت ومقدار ونوع المواد المشعة المتحررة.

الخطوة التالية تكون في حساب تسلسل التأثيرات والعواقب نتيجة الحوادث. لغرض الملاءمة، فأن دراسة سلامة المفاعل لم تعمد الى إجراء مثل هذه الحسابات لكل تسلسل حادث مفاجىء؛ بل عوضاً عن ذلك عُينت هذه التعاقبات الى مجاميع صغيرة، تكون في كل منها خاصية تحرر المواد المشعة من الناحية العملية متشابهة. لكل من «اصناف التحرر» شملت دراستها حسابات طيف التأثير والعواقب التي تعمد على التخلص من الناس ذوي العلاقة مع محطة القدرة وعلى الاحوال الجوية اثناء الحادث المفاجىء. ان المعلومات عن الناس والاحوال الجوية قد اخذت من المواقع التي تعمل فيها اول فئة محطة نووية تجارية. أما انتشار النشاط الاشعاعي من نقطة التحرر فقد حُسبت بأستعمال نوع من نماذج التفريق «dispersion model» أن تأثير الاشعاع على صحة الناس يتم حسابه بأستخدام المعلومات المتوفرة على كل من التأثيرات الصحية الحادة والبعيدة المدى.

كل خطوة من التحليل المنجز في دراسة سلامة المفاعل تتخللها شكوك، وفي حالات عديدة تكون هذه الشكوك كبيرة قد يصل حجم عدم الدقة في التخمينات في النهاية الى ماهو حوالي خمسة مرات بقدر القيمة نفسها لكل من الاحتمالات والتأثيرات. وهناك إعتقاد انها قد تصل الى ما هو اكثر خمسة مرات.

لقد استندت الدراسة على نوعين من المفاعلات هما، مفاعلات الماء المضغوط ومفاعلات الماء المغلي وكانت النتائج مختلفة نسبياً بالرغم من أن تسلسل تتابع الاحداث مختلف جذرياً وذلك نتيجة إختلاف التصميم لكل منهما. في المناقشة التالية، لم يتم التمييز بين النوعين. من الجدير ملاحظته، هو ان اكثر الانتقاد لمنظومات تبريد القلب في حالة الطوارىء (ECC) تركز على تلك العائدة الى مفاعل الماء المضغوط (PWR). أن نتائج التقرير WASH - 1400 تجنبت هذا التأكيد، ربما يسبب ان الدراسة افترضت ملاءمة التصميم لمنظومات تبريد القلب في حالة الطوارىء (ECC)، إذ يعني، إذا ما إشتغلت منظومات تبريد القلب في حالة الطوارىء (ECC)، انها سوف تنجح في تبريد القلب. ان تقرير دراسة سلامة المفاعل WASH - 1400، يعرض النتائج بهيئة أشكال تبين تكرار الحوادث المفاجئة (بصورة أساسية الاحتمالية في السنة لكل ١٠٠ مفاعل) بتأثيرات مهملة لدالة التأثير. ثم بيان ذلك للموت المبكر، المرض المبكر، الموت المتأخر بسبب السرطان، الغدة الدرقية (الحالة القابلة للمعالجة جراحياً)، التأثيرات الجينية، وضرر الممتلكات. الشكل ٤ ـ ٥ يعرض النتائج للموت المبكر. الشكل ٤ ـ ٦ يُظهر نفس الشيء بالنسبة لحالات الموت المتأخر بسبب السرطان.



شكل ٤ ـ ٤ نموذج الشجرة الخطأ.

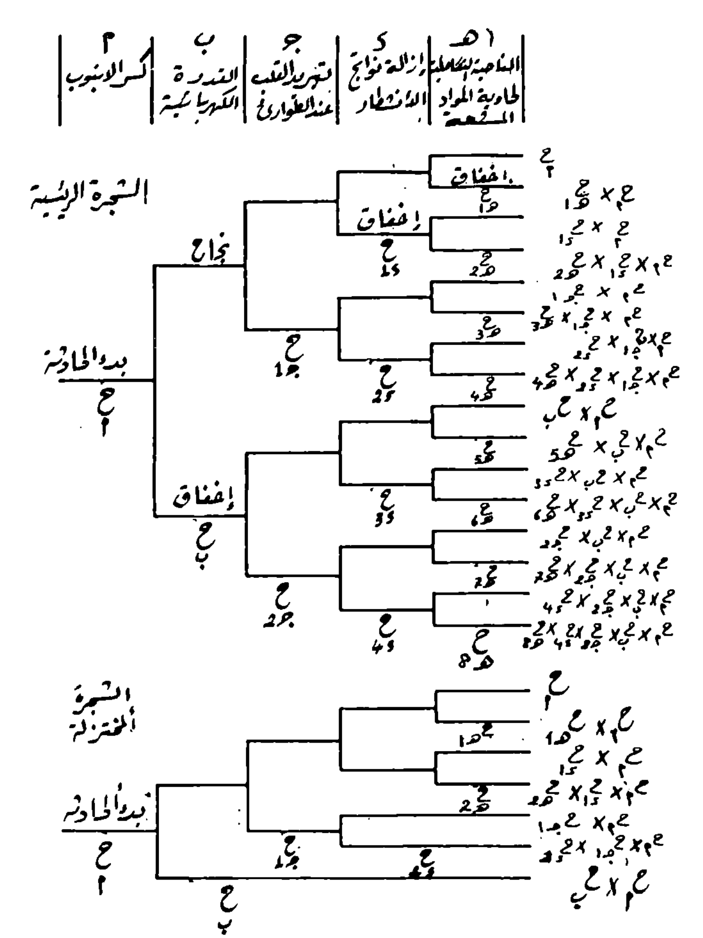
الشكل يبين اقساماً من شجرة الخطأ المرافقة للقدرة الكهربائية غير الكافية الى جوانب السلامة لمفاعل الماء المضغوط (PWR) أثناء الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد (LOCA). يبين الشكل أعلاه بعض الفروع الرئيسية الدالة على عدم كفاية القدرة؛ الرمز الرابط للفروع في الصندوق الاعلى يمثل رمز للكلمة او (or)، تعني، الحالة الفاشلة لاي فرع من الفروع التي ينتج عنها إخفاق في القدرة الكهربائية. رمز الفرع الآخر هو و (and)، نعني، يحدث الاخفاق عندما تكون لجميع الفروع المساعدة حالة إخفاق. أقسام الشكل اليمنى هي أقسام شجرة الخطأ التي تكون مربوطة الى القسم اعلاه كما مشار اليه بالمثلثات المرقمة. شجرة الخطأ الكلية للقدرة غير الكافية هو اكثر شمولية من المشار اليه في الشكل.

مثل هذه الحساب يتطلب ثلاث خطوات : التعريف بنتائج العمليات التي تقود الى الحادثة والتي تؤدي الى إزاحة النشاط الاشعاعي الى البيئة المحيطة؛ حساب إحتمالية كل حادثة وحساب العواقب والمترتبات لكل نوع من الحوادث. الخطوتان الاولى والثانية تتميزان بخصوصيتهما لمحطة القدرة النووية. أما المترتبات والعواقب فأنها لاتعتمد فقط على طبيعة تحرر المواد المشعة، ولكن أيضاً على موقع المحطة بالنسبة الى مايجاورها من سكان وأراضٍ خاصة وعلى شروط الارصاد الحيوية اثناء الحادثة المفاجئة. (إن خصائص الموقع يمكن ان تؤثر أيضاً على إحتمالية نماذج معينة من الحوادث. والمثال المهم لهذه هو التأثير الكبير للهزة الارضية على المحطة). حالما تكون الاحتمالية والعواقب معروفة، فإن أهميتها يمكن تجسيدها بالنظر اليها مع الفائدة التي يمكن ان تحصل عليها من استخدام الطاقة النووية. بدلاً عن ذلك، فأنه بلأمكان ان تكثيف الجهود بصورة تؤدي الى التقليل من إحتمالية وقوع الحوادث التي تساهم في إحداث أعظم الأخطار.

يمكن تمثيل الخطورة الكلية بجمع حاصل ضرب إحتمالية الحادث وتأثير الحادث لكافة أنواع الحوادث ذات العلاقة. هذه الكمية، المُعبر عنها بدلالة التأثير لكل سنة من إشتغال المفاعل، تكون مقياس لأحتمالية الحوادث التي تكون مقبولة في إستعمال القدرة النووية. هناك كمية مماثلة يمكن تقديرها لنماذج أُخرى لانتاج القدرة ولفعاليات أُخرى. التأثير والمترتبات يمكن أن تكون من أنواع مختلفة. مثل المرض الحاد أو الموت بسبب الجرع الاشعاعية الكبيرة، والمرض والموت المتأخر بالاضافة الى أضرار الممتلكات.

في دراسة للجنة التنظيم النووي حول سلامة المفاعل فقد تم تعريف الحوادث وإحتماليتها كما حُسِبت بإستعمال طريقة جديدة، والمسماة «أشجار الحادثة event tree» و «أشجار الخطأ fault tree» كما مبينة في الشكل ٤ ـ ٣، فإن شجرة الحادثة تكون بمثابة طريقة تحليله تبدأ بمنشأ اول حادثة في سلسلة الحوادث، مثل كسر إنبوب، والتي يمكن إعتبارها أحد الاسباب الرئيسية لحادثة فقدان المبرد. إذا تمَّ إفتراض الحادثة المحلل يمكن أن يعرف المنظومات المختلفة ووظائفها بدوال (مثل الخدمات الكهربائية او منظومات تبريد القلب في حالة الطوارىء) والتي يمكن ان تمنع الضرر الى الوقود أو، الاخفاق، الذي يمكن ان يقلل من شدة تحرر المواد المشعة الناتجة. إبتداءً من بدء الحادثة، فأن كل منظومة (أو وظيفة) تمثل فرعاً من الشجرة وإما أن يكون طريق النجاح أو الفشل. أن الشجرة المتولدة يمكن أن تستعمل للتعريف بتتابع العمليات التي تؤدي الى الفشل، وتعني، الانصهار وإزاحة المواد المشعة الناتجة، أو كدليل لتمييز الازاحة، بإعتبار كل من زمن التسلسل ومقدار الكمية المتحررة من المواد المشعة. (الحساب الفعلي لزمن تسلسل الحوادث والكمية المتحررة من المواد المشعة يتطلب تمثيل العمليات الفيزيائية ذات الأهمية أثناء الحادثة). أشجار مماثلة غالباً ماتكون مستعملة في أنواع مختلفة عند صنع القرار.

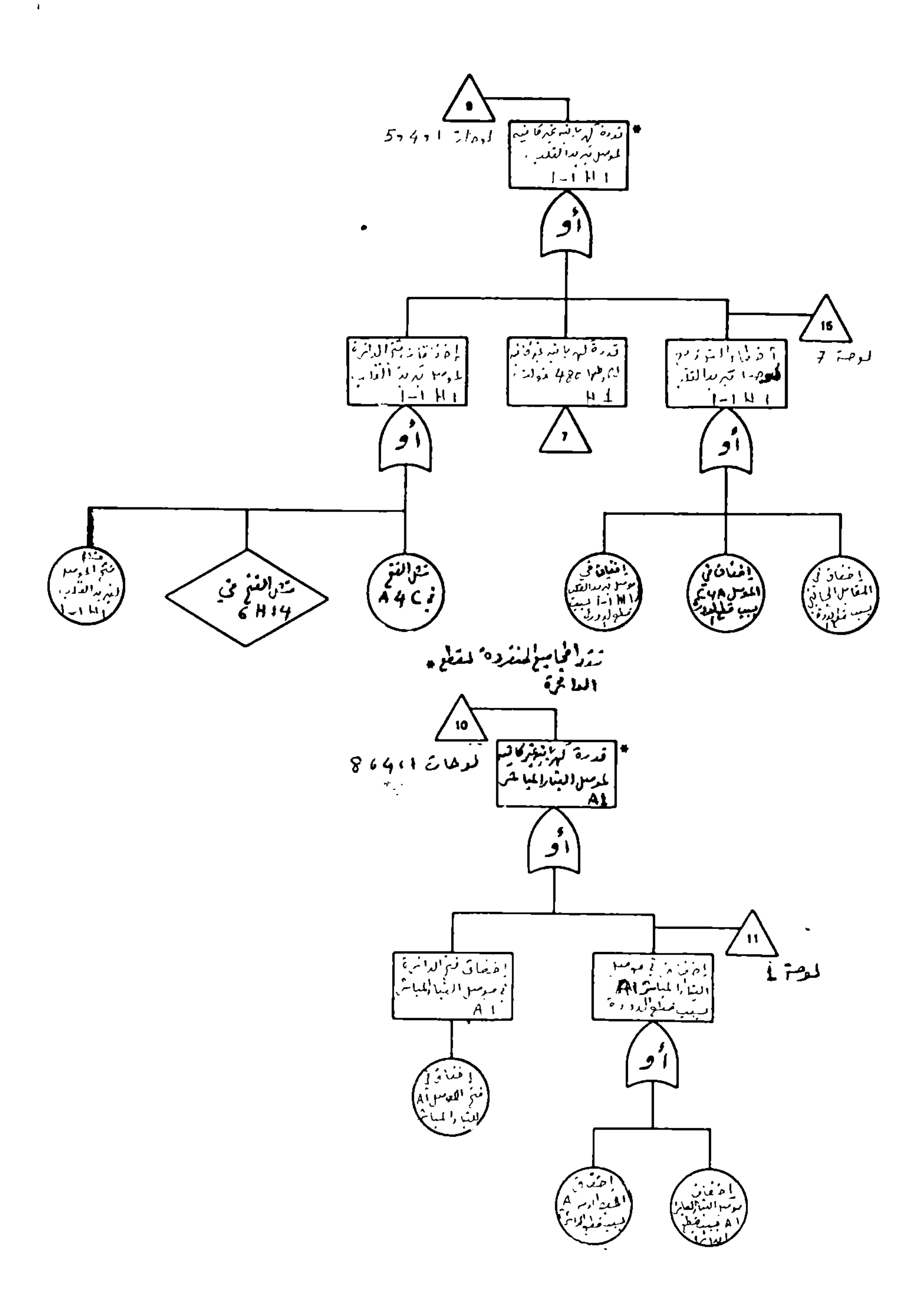
حالما تشكل شجرة الحادثة، فإن إحتمالية تسلسلها يمكن أن تُحسب فيها إذا عُرفت إحتمالية الفشل لمنظومات السلامة المختلفة ووظائفها وإذا عُرفت إحتمالية بدء الحادثة. فأن حساب إحتمالية فشل المنظومة التي غالباً ما تتطلب إستعمال أشجار الخطأ «كوسيلة أُستعملت سابقاً في تحليل سلامة وأمنيات المنظومات المعقدة، كالبرامج المستعملة في برنامج الفضاء. يبين الشكل ٤ ـ ٤ جزءً من شجرة الفشل (الاخفاق) في أعمال الخدمة الكهربائية لمفاعلات الماء المضغوط. إن هذه الشجرة قد تم تركيبها بمعرفة سبب فشل المنظومة قيد الدراسة. بعد تحديد المنظومات الثانوية التي يمكن أن

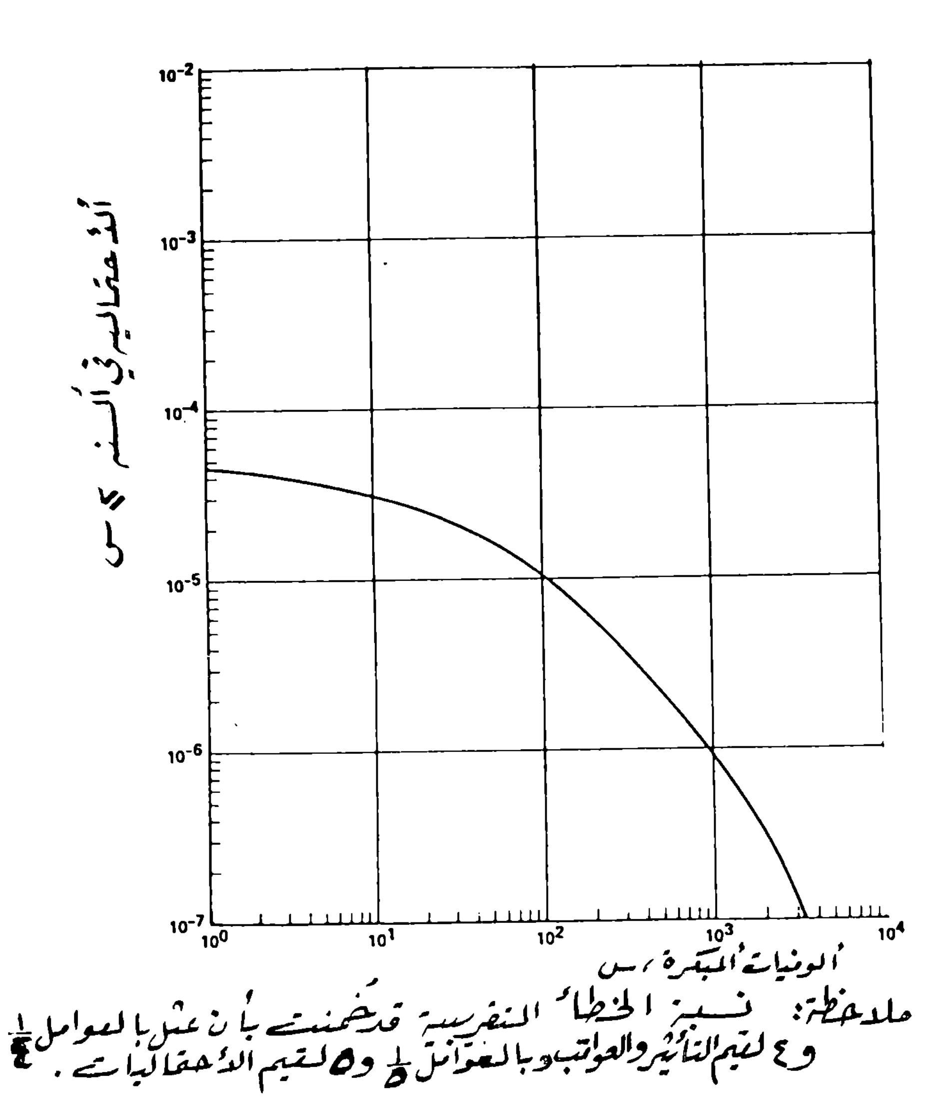


ملاحظة - من حيث أن إحتمالية الإخفاق هي على العموم أقل من الواحد، فأن إحتمالية النجاح (ح - 1) تكون دائماً قريبة من الواحد. وعليه، فالإحتمالية المرافقة للأجزاء العليا في الشجرة (النجاح) قد أفترضت بأنها تساوي واحداً.

شكل ٤ ـ ٣ شجرة الحادثة.

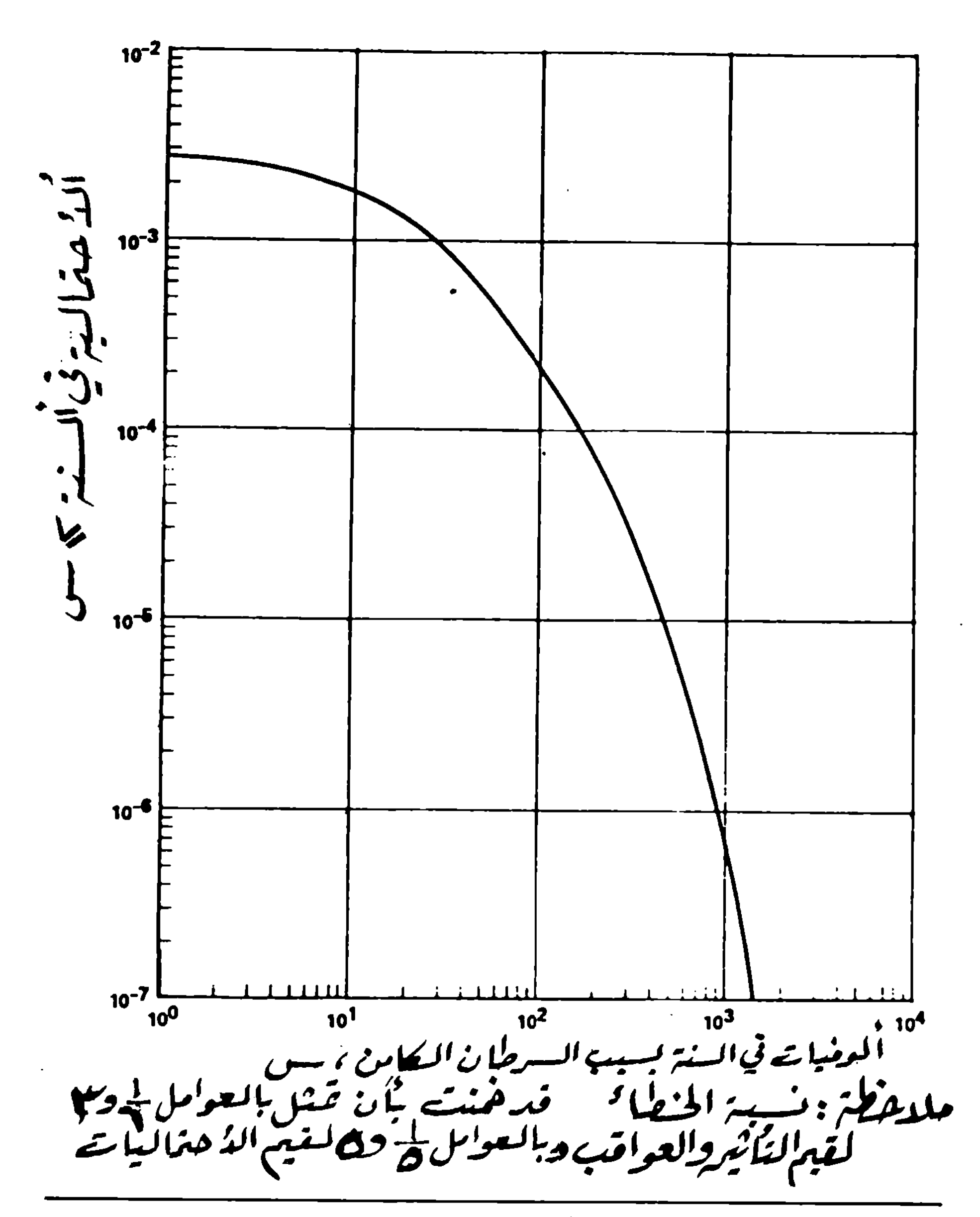
تعاقب الحادث المفاجيء يمكن تعينه بأستعمال شجرة الحادثة، كما مشار اليه في الشكل. كل تعاقب يبدأ بحادث معين، وفرع يحدث حينما يعمل او لايعمل بمنظومة السلامة بصورة ناجحة. فأذا كانت إحتمالية الاخفاق (الممثلة بـ «ح» في الشكل) هي معلومة لكل عملية، فإن إحتمالية الاخفاق الكلية يمكن حسابها. (إن إحتمالية الاخفاق يمكن حسابها غالباً بأستخدام «شجرة الخطأ»). في شجرة الحادثة، وظائف معينة لاتكون مستقلة، لكي يمكن حسم الشجرة الى هيئة ابسط. لاجل المثال، إخفاق القدرة الكهربائية يؤمن جميع الاخفاقات.


أو
أو
أو
أو
6H14
A4C
أو



شكل ٤ ـ ٥ تخمينات الموت المبكرة.

يبين الشكل الاحتمالية التي في حوادث مفاجئة لسنة إشتغال محطة نووية سوف تُسبب أقل عدد من الوفيات المبكرة، نعني، الوفيات من التعرض الاشعاعي الحاد. الاحتمالية المُعطات تفترض إشتغال مئة محطة، من النوع المدروس في التقرير WASH - 1400. لاحظ لغرض المثال أن إحتمالية وفاة واحدة حاصلة في سنة معينة تكون اقل من واحد في عشرة آلاف (لمئة مفاعل).



شكل ٤ ـ ٦ تخمينات الموت بالسرطان الكامن.

يبين الشكل إحتمالية أن في سنة معينة من حوادث مفاجئة لمحطة نووية في اي من المفاعلات المئة سوف تسبب اقل عدد ممكن من الوفيات بالسرطان في كل سنة خلال ٣٠ سنة تلي الحوادث المفاجئة. لنحصل على العدد الكلي من الوفيات بالسرطان المسببة مقابل الاحتمالية السنوية لهذه القلة، فأن الاحداثي الاسفل يجب ان يُضرب في ٣٠.

جدول ٤ ـ ٣ تخمينات الخطورة السنوية كما جاء في التقرير WASH - 1400 لمئة محطة قدرة نووية.

المعدل التقريبي لأحتماليات الخطورة الفردية والجماعية في السنة من مكامن الحوادث المفاجئة في المحطة النووية[أ].

التعاقبات	الجماعية	الفردية
الوفيات المبكرة[ب]	٣×١٠^{-٣}	٢×١٠^{-١٠}
المرض المبكر[ب]	٢×١٠^{-١}	١×١٠^{-٨}
وفيات السرطان الكامن[ج]	٧×١٠^{-١}/سنة*	٣×١٠^{-١٠}/سنة
عقد الغدة الدرقية[ج]	٧×١٠^{-١}/سنة*	٣×١٠^{-٩}/سنة
التأثيرات الجينية[ج]	١×١٠^{-٢}/سنة	٧×١٠^{-١١}/سنة
ضرر الملكية (بالدولار)	٢×١٠^{٦}	

أ. على أساس مئة مفاعل في ٦٨ موقعاً.

ب. قيمة الخطورة الفردية استندت على اساس ١٥ مليون نسمة يعيشون في المنطقة المجاورة من اول مئة محطة قدرة نووية.

ج. هذه القيمة هي معدل الحدوث في السنة لحوالي ٣٠ سنة من الوقت تلي الحادثة المفاجئة.المعدل الانفرادي استند على اساس التعداد الكلي لسكان الولايات المتحدة الامريكية.

* للحصول على صافي الخطورة لهذه التأثيرات المتأخرة، للمقارنة مع التأثيرات المبكرة، هذه القيم يجب ان تضرب بالقيمة ٣٠ (انظر الملاحظة ج). هذه تنتج خطورة سنوية لوقيتين بالسرطان ولعشرين وفاة بسبب عقد الغدد الدرقية.

يجب ان يلاحظ القارىء، بالرغم من ذلك، أن الشكلين لايمكن مقارنتهما بصورة مباشرة، من حيث ان الشكل ٤ ـ ٥ يبين التأثيرات والعواقب النهائية من الحادث المفاجىء قيد المناقشة، في حين أن الشكل ٤ ـ ٦ بين التأثيرات والعواقب لكل سنة في وقت ما بعد الحادث المفاجىء لمقارنة النتيجتين، فأن تأثيرات السرطان الكامنة يجب ان تضرب بعامل مقداره حوالي ٣٠، والذي يمثل الفترة التقريبية التي خلالها يمكن أن يحدث الموت.

هذا الايضاح يكون مهماً لان فشل تقديرات التقرير WASH - 1400 سوف يكون بمثابة حجب للحقيقة التي تستنتج بأن تخمين حوادث الموت الكامنة تكون اكثر كثيراً من حوادث الموت المبكرة. هذا واضح كما في الجدول ٤ ـ ٣، الذي استِلَ من WASH - 1400 والذي يعطي الخطورة الكلية (مجموع الاحتمالية مضروباً في التأثير والعواقب من إشتغال ١٠٠ محطة). معدل الخطورة الاجتماعية من ١٠٠ محطة هو ٠,٠٠٣ في السنة من حوادث الموت المبكرة، لكن لحوادث الموت الكامنة تكون ٠,٠٠٧ في السنة ولمدة ٣٠ سنة من السنوات التي تلي الحوادث المفاجئة. مع ذلك، العدد الذي يمكن مقارنته مع ٠,٠٠٣ يكون بصورة فعلية ٠,٠٧ × ٣٠ أو حوالي ٢ بقدر حوادث الموت المبكرة. إنه ليس من السهولة أن يتم الحدس من خلاصة التقرير WASH - 1400 في أن الخطورة من الموت للأسباب الكامنة بقدر الموت المبكر. أن مثل هذا التقديم لنتائج الدراسة عرضة للانتقادات الشديدة.

الجانب المؤسف للتقديم، أيضاً، عدم وضوح البعد الذي ذهبت اليه تفاصيل الحسابات. لقد إعتمدت الدراسة على عمل برنامج حسابي ينجز الحساب. داخلياً لأصناف متعددة للحادثة غير المتوقعة وللخصائص المنفردة للموقع ومن ثم جمعت النتائج بالصورة المبينة في الاشكال ٤ ـ ٥ و ٤ ـ ٦ في محاولة لبيان كيفية تأثر النتائج بتغيير عوامل متعددة او كيف تتغير من موقع الى موقع والتي تعني بصورة عامة إعادة إجراء الحساب ثانية. فضلاً عن ذلك، المناقشة في WASH - 1400 تترك للقارىء بعض الانطباعات التي تبدو ان تكون غير متناسقة مع المعلومات المبينة في التقرير. لاجل المثال، التقرير يقود الى الاعتقاد الى ان معظم الخطورة تأتى من الحوادث التي لايرافقها إنطلاق مواد مشعة بصورة كبيرة، وهذه الحوادث اكثر إحتمالاً من تلك التي يرافقها إنطلاق المواد المشعة بصورة كبيرة. وعلى العكس، فأن الاختبار الدقيق للمعلومات يشير الى ذلك، ومع هذا فإن الاحتمال بعيد جداً في أن تنطلق مواد مشعة بصورة كبيرة بحيث أن كمية النشاطية الاشعاعية المتسربة تكون من الكبر بحيث انها تظهر وكأنها تساهم في معظم الخطورة الناتجة من الحوادث في المحطة. كذلك، ولو ان التقرير يبدو ميالاً الى الاقتراح في ان معظم الخطورة تأتى من الحوادث غير المتوقعة التي لها تأثيرات وعواقب صغيرة، فإن هذه ايضاً تبدو غير صحيحة. على أية حال فإن طريقة عرض التقرير لاتيسر تفسير او تطبيق النتائج بصورة سهلة.

إن دراسة سلامة المفاعل قد تم انتقادها اكثر من التقديم لها. النقاد قد عَبروا عن شكهم في أن جميع التسلسلات المهمة للحادثة غير المتوقعة قد تم تعريفها؛ والشك يدور حول إحتمال حذف ماهو مهم جداً مثل «الصيغة العامة» للاخفاقات، من حيث أن إخفاقاً واحداً يجعل بصورة إفتراضية اكثر من منظومة سلامة مستقلة معطلة، وبذلك فأن الحماية التي سوف تُقدم على اساس مضاعفة المنظومات. الناقدون يستخفون بأستعمال «شجرات الاخفاق» لتحليل الحوادث ذات الاحتمالية الواطئة في المنظومات المعقدة. إنهم غالباً مايعبرون عن قلة الثقة بالانسان وفي المعلومات في معدل

إخفاق المركبة التي استخدمت في حساب إحتمالية إخفاق المنظومة؛ كان النقاد يشعرون بالشك تجاه بعض الحقائق غير المؤكدة والتي وردت في النتائج المبينة في التقرير WASH - 1400. ختاماً النقد الأساسي قُدم للطريقة التي حُسبت بها التأثيرات والعواقب فيما يتعلق بنمذجة كل من الانتشار في انطلاق النشاطية الاشعاعية والتأثيرات الصحية للجرع الناتجة.

إن لجنة التنظم النووية (NRC) حاولت أن تجيب على الكثير من هذه الانتقادات. في الوقت الحاضر إنه لايزال من الصعب ان تحكم الى اي حد ستتكامل فيه دقة دراسة سلامة المفاعلات. مع ذلك، فأن الدراسة لاتكون البداية الأساسية في تخمين الخطورة النووية مهما كانت نتائج دراسة سلامة المفاعل موثوقاً بها «أولاً» فأنها تخدم كدليل كمي في إختبار الخطورة من محطات القدرة النووية. عموماً، فأن النتائج تُشير الى ذلك، لاجل المثال، اقل من حادثة موت غير متوقعة (في الاغلب من السرطان) سوف تنتج من معدل سنة لاشتغال المفاعل. إن هذا المعدل لايمكن ان يرتفع الى اكثر من عشر حوادث موت في سنة واحدة من عمر المفاعل. أن مثل هذه الارقام تحتل جانباً من الاهمية. ومع ذلك فأنها لاتبدو اكثر خطورة مما هو متوقع ان يحصل في محطات القدرة التي تستخدم انواع الوقود التقليدي. إنه لمن المفيد ايضاً ملاحظة، ماتم تأكيده بتقرير حديث صادر عن مؤسسة فورد (Ford Foundation) بصدد القدرة النووية. حيث أشار الى ان معظم الخطورة المحسوبة في WASH - 1400 ناتجة عن دراسة محطتين او ثلاث واقعة بالقرب من مراكز تجمع سكاني كبير. الموقع الاكثر بعداً يقلل من الخطورة بصورة كبيرة ولكن الثمن المدفوع لهذه العملية هو إرتفاع كلفة نقل الكهرباء بخطوط ألشد العالي نظراً لبعد مناطق إنتاج القدرة.

إن أحد الجوانب المهمة في سلامة المفاعل والتي لاتوضحها النظرة الشاملة هي مسألة المقارنة مع الاهمية بين الحوادث الصغيرة والكبيرة. كما ملاحظ، أن المعلومات في WASH - 1400 تشير الى أن معظم الخطورة المؤدية للموت تنجم بصورة نسبية من الحوادث غير المتوقعة الكبيرة: معظم الخطورة للموت المبكر تنجم من الحوادث غير المتوقعة التي تسبب الموت الى مئات البشر ومعظم الخطورة للموت بالسرطان تنجم من الحوادث غير المتوقعة التي تسبب الموت الى آلاف من الناس خلال السنوات التي تلي الحادثة غير المتوقعة. الحوادث الكبيرة هي الاقل إحتمالاً، ولكن تأثيراتها وعواقبها تكون كبيرة جداً الى الحد الذي لايمكن ان يتم التعامل معها بنفس الطريقة التي تحسب بها إحتمالات لحوادث صغيرة. وعموماً فإن تخمينات الخطورة لاتعطي الحلول والمعلومات المطلوبة للتخطيط للطوارىء حول محطات القدرة النووية؛ حيث ان مثل هذا التخطيط يجب ان يأخذ بنظر الاعتبار التوازن بين الحوادث الكبيرة والصغيرة.

McPherson, G. D., "Results of the First Three Nonnuclear Tests in the LOFT Facility," *Nuclear Safety,* vol. 18, p. 306 (1977).

Summarizes the results of the initial testing program at the loss-of-fluid test facility; a nuclear core had not yet been used.

Nero, A. V. and Farnaam, M. R. K., "A Review of Light-Water Reactor Safety Studies," Lawrence Berkeley Laboratory report LBL-5286, (January 1977) (NTIS).

Summarizes the NRC Reactor Safety Study, the American Physical Society study of LWR safety, and others, including comments on these.

Nuclear Regulatory Commission, "1976 Annual Report," U.S. Government Printing Office (May 1977).

Summary of NRC programs for 1976.

Primack, J. and von Hippel, F., "Nuclear Reactor Safety," *Bulletin of the Atomic Scientists,* vol. 30, p. 5 (October 1974).

Brief summary of the status of the debate over nuclear reactor safety as of a few years ago.

"Reactor Safety Study (WASH-1400): A Review of the Final Report," U.S. EPA report EPA-520/3-76-009 (June 1976).

EPA comments on WASH-1400.

"Systems Summary of a Westinghouse Pressurized Water Reactor Power Plant," Westinghouse Electric Corporation report (1971).

Describes safety systems of a PWR power plant.

WASH-740. "Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants," U.S. AEC report WASH-740 (1957) (NTIS).

Calculates the early deaths and property damage that may occur for several types of radioactive releases; does not calculate probabilities.

WASH-1250. "The Safety of Nuclear Power Reactors (Light-Water Cooled) and Related Facilities," U.S. AEC report WASH-1250 (July 1973) (NTIS).

Describes light-water reactor systems and discusses many safety-related questions.

WASH-1400. "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants," 9 vols., U.S. NRC report WASH-1400, NUREG-75/014 (October 1975) (NTIS).

Report of the AEC/NRC-sponsored study on the risks from accidents at light-water reactors; a draft was released for comment in August 1974.

Wessman, G. L., and Moffette, T. R., "Safety Design Bases of the HTGR," *Nuclear Safety,* vol. 14, p. 618 (1973).

Presents major safety features of HTGRs. See also chapter 8 bibliography.

Ybarrondo, L. J., Solbrig, C. W., and Isbin, H. S., "The 'Calculated' Loss-of-Coolant Accident: A Review," American Institute of Chemical Engineers Monograph Series, no. 7, (1972).

Includes a brief description of LWR ECC systems.

Bibliography — Chapter Four

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

APS-1975. H. W. Lewis et al., "Report to the American Physical Society by the Study Group on Light-Water Reactor Safety," *Reviews of Modern Physics*, vol. 47, supplement no. 1, p. S1 (1975).

Reviews several aspects of reactor safety and the reactor safety research program, emphasizing loss-of-coolant accidents and accident consequences.

Bulletin of the Atomic Scientists, articles on "Nuclear Reactor Safety" by J. Primack, F. C. Finlayson, N. C. Rasmussen, R. K. Weatherwax, H. J. C. Kouts, F. von Hippel, and H. A. Bethe. *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 31, p. 15 (September 1975).

Several articles, with varying opinions, on nuclear reactor safety.

"Coastal Effects of Offshore Energy Systems: An Assessment of Oil and Gas Systems, Deepwater Ports, and Nuclear Power Plants off the Coast of New Jersey and Delaware," U.S. Congress Office of Technology Assessment, U.S. Government Printing Office (November 1976).

Describes proposed floating PWR nuclear power plants.

Cottrell, W. B., "The ECCS Rule-Making Hearing," *Nuclear Safety*, vol. 15, p. 30 (1974).

Describes the hearings held on criteria for LWR emergency core cooling systems.

"Environmental Statement Related to Construction of Koshkonong Nuclear Plant," (draft), U.S. NRC report NUREG-0079 (August 1976).

Summarizes environmental impact of Koshkonong PWR nuclear plant.

EPRI 248-1. "Heat Transfer During the Reflooding Phase of the LOCA – State of the Art," Electric Power Research Institute report EPRI 248-1 (September 1975) (NTIS).

Describes PWR LOCAs, related safety systems, and computer codes for calculating conditions during accidents.

Ford Foundation/MITRE Corporation, "Nuclear Power: Issues and Choices," Report of the Nuclear Energy Policy Study Group (Ballinger, Cambridge, Mass., 1977).

Briefly reviews the significance of reactor accidents in making choices on nuclear policy.

"General Description of a Boiling Water Reactor," General Electric Company report (March 1976).

Describes safety systems of a BWR power plant.

Kendall, H. W. et al., "The Risks of Nuclear Power Reactors: A Review of the NRC Reactor Safety Study," Union of Concerned Scientists, Cambridge, Mass. (August 1977).

A critique of WASH-1400 (the final version). The Sierra Club and UCS published a critique of draft WASH-1400 in November 1974.

القسم الثاني

المفاعلات النووية التجارية

إنه من المفيد أن نميز بين المفاعلات النووية «التجارية» والمفاعلات النووية المتطورة. يتضمن الصنف الاول المفاعلات المتوفرة في السوق العالمية. لقد وضعت لإستخدام هذه المفاعلات انظمة خاصة هي بمثابة الاسس التي ترتكز عليها محطات القدرة النووية الحالية والمستقبلية. علاوة على ذلك، فإن المفاعلات المتطورة تساهم بطريقة واخرى نتيجة على مايجري عليها من تطوير في إجراء تحسينات على تصاميم المفاعلات التجارية والتي تخدم بالتالي في تطوير محطات القدرة النووية التي سيتم إنشاؤ ها مستقبلاً. إن القسمين الثالث والرابع من هذا الكتاب سيكونان مكرسين لوصف المفاعلات المتطورة.

الهدف في القسم الحالي من الكتاب هو ان نُعرف القارىء على الميزات الاساسية للمفاعلات المعروضة تجارياً في اسواق الولايات المتحدة الامريكية وفي كندا وان الشركات المحلية في هذين القطرين هي التي تتعامل في بيع المفاعلات وانها تساهم في قسم مهم من السوق العالمية في هذا المضمار. وعليه فإن وصف المفاعلات العائدة لهذه الشركات يعطي مقدمة الى خصائص المفاعلات التجارية في كل مكان في العالم. بالاضافة الى ذلك، ان اقطاراً مثل فرنسا، المانيا، إنكلترا، اليابان، السويد، والاتحاد السوفيتي لها برامج نووية محلية اساسية وان معظم مفاعلاتها هي من نوع الماء الخفيف حيث تصاميمها تماثل الى حد بعيد التصاميم الامريكية ولها سوق عالية خاصة بها لبيع مفاعلاتها.

لقد تمت الاشارة الى المفاعلات الحرارية المبردة بالماء او الغاز في الفصل الثاني بصورة موجزة اما الوصف التفصيلي لهذه المفاعلات فسيتم بصورة شاملة في القسم الثاني وإنه سيتضمن مفاعلات الماء الخفيف «مفاعلات الماء المضغوط ومفاعلات الماء المغلي بانواعها المختلفة»، مفاعلات الماء الثقيل وبصورة خاصة مفاعل الكاندو الكندي، وكذلك المفاعلات المبردة بالغاز والمهدءة بالفحم (الكاربون) علماً بأن مفاعلات درجة الحرارة العالية المبردة بالغاز لم يتم عرضها في الاسواق للأغراض التجارية. إن هذه المفاعلات تسمى بمفاعلات التحويل (Converters) حيث انها تقوم بتحويل المادة الخصبة الى مادة قابلة للانشطار وهذا لايعني الاقتراب من حالة التوازن الاكتفائي (breakeven) أو انها ستكون مربحة. (إن المفاعلات المطورة والتي يمكن ان تكون فيها نسبة التحويل قريبة من الواحد الصحيح قد تمت مناقشتها في الفصلين العاشر والرابع عشر). إن المادة الانشطارية المنتجة كالبلوتونيوم ـ ٢٣٩ واليورانيوم ـ ٢٣٣ يمكن ان تُساهم في التفاعل المتسلسل في نفس المفاعل أو في مفاعل آخر (مفترضين عملية معامل الوقود).

تُجهز مفاعلات القدرة الكهربائية العاملة في الولايات المتحدة الامريكية من القدرة الكهربائية ما قيمته ٥٠ كيكاواط وان نفس الكمية من القدرة الكهربائية تُنتج في اقطار عالمية اخرى. إن الشكل ٢ ـ ٤ يُبين محطات القدرة النووية التي هي تحت الإنشاء او المخطط لإنشائها وأن جميع هذه المفاعلات تقريباً من النوع الذي يستعمل الماء كمائع تبريد. إن جميع المفاعلات العاملة أو التي تحت الانشاء في الولايات المتحدة الامريكية هي من نوع مفاعلات الماء الخفيف حيث ان ٦٠ ٪ من المفاعلات العاملة و ٧٠ ٪ من المفاعلات التي تحت الانشاء هي من نوع مفاعلات الماء المضغوط، أما بقية مايُجهز الى السوق من مفاعلات هو من نوع مفاعلات الماء المغلي.

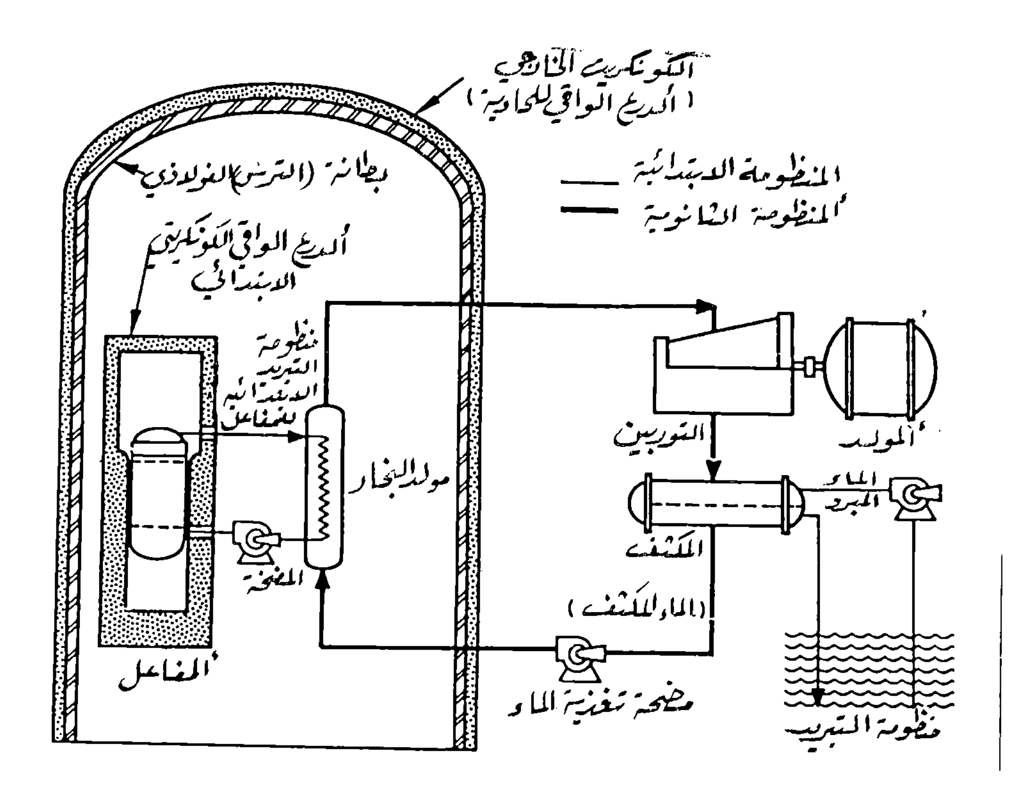
مفاعلات الماء المضغوط

مفاعلات الماء المضغوط

إن معظم محطات القدرة النووية العاملة او التي تحت الانشاء في الولايات المتحدة الامريكية هي من نوع مفاعلات الماء الخفيف وبصورة خاصة مفاعلات الماء المضغوط وأن أكثر من نصفها يُجهز من قبل شركة ويستنكهاوس (Westinghouse) والباقي موزع مابين شركة بابكوك ويلكوكس (Bab-cock and Wilcox) وشركة كومبستشن إينجينيرنك (Combustien Engineering) إن العديد من تفاصيل مفاعلات الماء المضغوط تتغير من مفاعل الى آخر بين الشركات المصنعة أو حتى لنفس الشركة المصنعة. مع ذلك، فأن الخصائص الجوهرية لمفاعلات الماء المضغوط تبقى نفسها: هي أن الحرارة المتولدة تنقل عن طريق مائع التبريد في الدورة الاولى مولدة البخار في المبادل الحراري المسمى مولد البخار حيث يقوم هذا البخار بتحريك التوربين. إن الشكل ٥ ـ ١ يُبين منظومة مفاعل الماء المضغوط الاساسية بصورة تخطيطية. تقع منظومة التبريد الابتدائية ضمن حاوية المواد المشعة (Containment). تتكون منظومة التبريد من وعاء المفاعل وإثنين أو أكثر من دوائر التبريد الابتدائية المتضمنة انابيب ومضخات ومولد البخار. كذلك تتضمن حاوية المواد المشعة منظومات السلامة الخاصة بتبريد القلب عند الطوارىء (ECC). ينتقل البخار الناتج من مولدات البخار ضمن وعاء المفاعل الى منظومة المولد التوربيني وأن مايتكثف من البخار يعود ثانية الى مولدات البخار. هناك ثلاث شركات تتعامل مع مفاعلات الماء المضغوط إلا ان وصف المنظومة التالية سيستند على مفاعلات الماء المضغوط المنتجة من قبل شركة ويستنكهاوس. تختلف تفاصيل مفاعلات الماء المضغوط المصنعة من قبل شركات اخرى في طريقة ترتيب دوائر التبريد الابتدائية.

منظومة مفاعل الماء المضغوط الاساسية

إن الوحدة الاساسية لقلب مفاعل الماء المضغوط هي عمود الوقود النموذجي لمفاعلات الماء الخفيف. إن مادة الوقود في هذه المفاعلات هي ثاني اوكسيد اليورانيوم المكبوس بشكل اسطوانات صغيرة (pellets) حيث قطرها يكافىء إرتفاعها ويساوي حوالي نصف إنج (١,٢٧ سم). تتم عملية تلبيد إسطوانات الوقود الصغيرة (عملية تسخينها الى درجات حرارة عالية) لغرض تحديد أبعادها ومن ثم يتم عزلها (بجو من الهليوم) بمادة الغلاف حيث الوحدة المتكونة تمثل قلم او قضيب الوقود. تتكون مادة الغلاف من سبيكة الزركونيوم التي تمتاز بانخفاض قيمة المقطع العرضي النيوتروني وكذلك الخصائص التركيبية لها. يبين الشكل ٥ ـ ٢ مخططاً لقلم الوقود المستخدم في مفاعل الماء الخفيف. يبلغ طول قلم الوقود الواحد أكثر من ١٢ قدماً (٣,٦ متر) وتكون هذه الأقلام

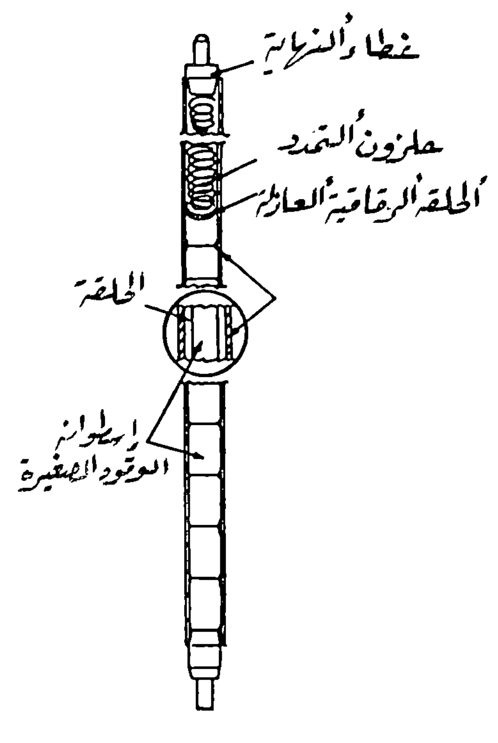


شكل ٥ ـ ١ مخطط لمحطة قدرة مفاعل الماء المضغوط.

المنظومة الابتدائية للمفاعل حيث أنها محاطة ببناية حاوية المواد المشعة المصنوعة من الكونكريت المبطن بالفولاذ، إن البخار المتولد ضمن البناية يسري الى منظومة المولد التوربيني التي تقع خارج بناية الحاوية ومن ثم يكثف ويعاد الى مولدات البخار.

(القضبان) مجمعة في حزم او «مجمعات» هي التي تستبدل عند إعادة تحميل الوقود اي ان هـذه المجمعات تمثل الوحدة التشغيلية للتعامل. عند تكرير البلوتونيوم في مفاعلات الماء الخفيف، فأنه يجب أن يعامل عند تصنيعه كوقود بنفس الطريقة السابقة. لقد اقترح في الولايات المتحدة الامريكية ان يمزج اوكسيد البلوتونيوم مع ثاني اوكسيد اليورانيوم بعناية قبل تشكيل إسطوانات الوقود الصغيرة (pellet).

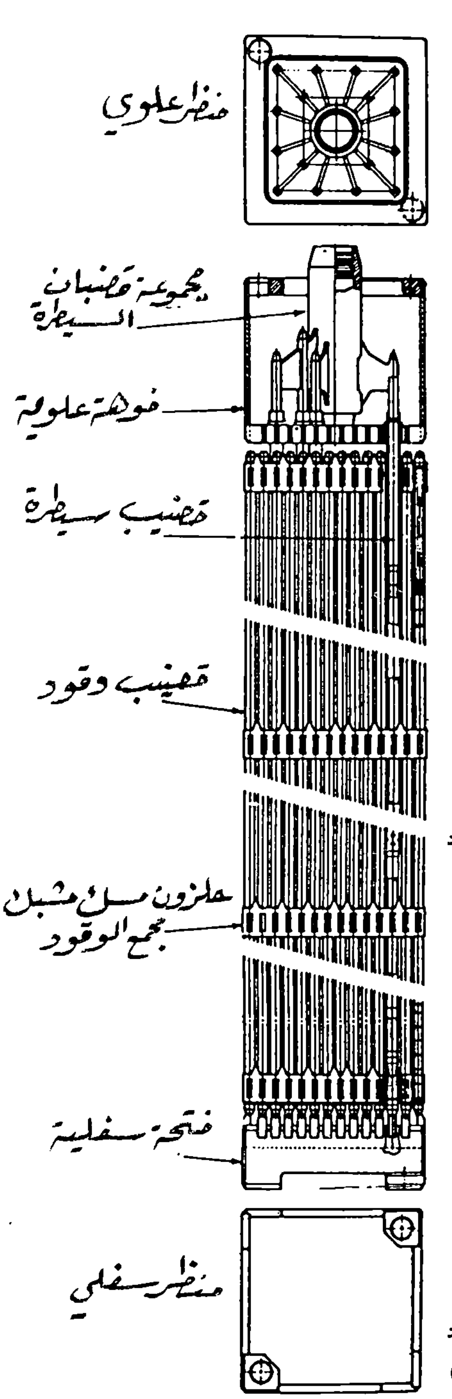
يتكون قلب مفاعل المفاعل الماء المضغوط من عدد كبير من الحزم أو مجمعات الوقود المربعة. يبين الشكل ٥ ـ ٣ أحد هذه المجمعات الحاوية على مجموعة قضبان السيطرة. إن العديد من مفاعلات الماء المضغوط تستعمل مجمعات تتكون من مصفوفات ١٥ × ١٥ من أقلام (قضبان) الوقود والمبينة في الشكل ٥ ـ ٢ حيث يبلغ طول كل منها ١٢ قدماً (٣,٦ متراً). في مفاعلات الماء المضغوط الحديثة يكون عدد مجمعات الوقود هو ١٧ × ١٧. ان أقلام (قضبان) الوقود هذه مثبتة بواسطة حلزون يتصل في مشبك المجمعات بواسطة تراكيب في قعر وقمة المجمع. يحتوي مفاعل الماء المضغوط



شكل ٥ ـ ٢ مقطع توضيحي للوقود الاوكسيدي المستخدم في محطات القدرة التجارية لمفاعل الماء الخفيف.

الوحدة الأساسية في قلب مفاعل الماء الخفيف هي قضيب الوقود الحاوي على إسطوانات أوكسيد اليورانيوم المحتواة في أنابيب الزر كولوي. القضيب محكم مملوء بغاز الهليوم.

القسم المكبر في الشكل يبين إسطوانة الوقود والانبوبة الحاوية له (غطاء الوقود).



شكل ٥ ـ ٣ مجمع الوقود لمفاعل الماء المضغوط

في مفاعل الماء المضغوط، تجمع قضبان الوقود في مصفوفة مربعة، جرى مسكها سوية بواسطة مثبت حلزوني للمجمعات بواسطة فتحات (nozzles) في القمة وفي القعر. تركيب المجمع مفتوح ليسمح لجريان المبرد عموديا وافقيا. جميع المجمعات في المفاعل يمكن أن يكون لها نفس التصميم الميكانيكي، متضمنة مكان لتجمعات قضبان السيطرة (مبينة في الشكل). عند غياب قضبان السيطرة في مجمع الوقود فأن مكانها يمكن ان يُشغل بمصادر نيوترونية، قضبان السموم القابلة للاحتراق، أو سدادات (plugs).

الذي قدرته ١٠٠٠ ميكاوات كهرباء (MWe) على مايقارب ٢٠٠ من المجمعات أي حوالي ٤٠ أو ٥٠ ألف قلم (قضيب) وقود التي تتضمن حوالي ١١٠ طن (١٠٠طن متري) من ثاني اوكسيد اليورانيوم (والبلوتونيوم عند إجراء عملية التكرير).

توجد في جميع مجمعات الوقود امكنة مخصصة لمرور قضبان السيطرة تبلغ حوالي ٢٠ مكاناً يمكن إذا إقتضت الحاجة ان تشغل بقضبان الوقود. في حالة استخدام المجمع كمجمع سيطرة حيث ان حوالي ٣٠٪ من هذه المجمعات مخصصة للسيطرة فان قضبان السيطرة تحرك من القمة كمجموعة واحدة في المجمع. تقع مقودات السيطرة (Control drives) في قمة وعاء الضغط. في حالة عدم احتواء المجمع على مجموعة قضبان السيطرة فان امكنتها يمكن ان تشغل بالسم القابل للاحتراق الذي هو في هذه الحالة البورون ـ ١٠ والذي يستعمل بعد التشغيل الابتدائي للمفاعل لغرض موازنة الزيادة في المفاعلية (excess reacfivity) أو يمكن إشغال هذه الامكنة بالمصادر النيوترونية التي تستخدم عند البدء في تشغيل المفاعل ماعدا ذلك فأنه يمكن ان تترك فارغة وفي هذه الحالة فانها تشغل بالماء الذي يَمرُ من خلالها.

تتكون معظم قضبان السيطرة من الفضة ـ الانديوم ـ الكادميوم الماصة للنيوترونات على طول القلب حيث انها تستعمل لغرض السيطرة على المفاعل عند إشتغاله وكذلك لغرض توفير وسيلة إطفاء سريعة للمفاعل. في حالة حدوث أي خطأ في مصدر القدرة الكهربائية فأن قضبان السيطرة تسقط بسهولة الى الداخل نتيجة لتأثير وزنها (جاذبية الارض)، حيث أن نصف مجمعات السيطرة على الاقل تكون جاهزة لمثل هذا الاطفاء وأن المتبقي منها يُستعمل للسيطرة التشغيلية. إن في بعض قضبان السيطرة تكون المادة الممتصة للنيروترونات فيها فقط في الربع الاخير منها وانها تستعمل لتعديل توزيع القدرة بأتجاه المحور العمودي على المقطع العرضي للقلب. بعض الوسائل الاخرى المستخدمة في السيطرة تتم بأدخال حامض البوريك في دورة التبريد الابتدائية. تستعمل هذه الطريقة في حالة اطفاء المفاعل وفي حالة ضبط المفاعلية لاخذ الحيطة للتغيرات التي يحصل عنها حسم في محتوى المادة القابلة للانشطار نتيجة لتكون نواتج الانشطار السامة (الماصة للنيوترونات). إن عملية إضافة البورون تخدم للمحافظة على المفاعلية ضمن مدى كفاءة قضبان السيطرة.

توجد في قلب المفاعل ثلاثة مناطق ذات تخصيب مختلف حيث تكون المنطقة الاكثر تخصيباً (أكثر بقليل من ٣٪) في الامكنة القريبة من محيط القلب أما التحصينات الاخرى فأنها تتوزع في داخل القلب وان الغرض من هذا الترتيب هو الحصول على توزيع مُسطح للقدرة بصورة نسبية. يكون معدل كثافة القدرة المتولدة في القلب حوالي ٩٨ كيلو وات / لتر؛ انظر جدول ٥ ـ١ للتعرف على العوامل الاخرى الخاصة بمفاعل الماء المضغوط. إن الطاقة الحرارية المتولدة في قلب المفاعل يتم نقلها بواسطة الماء الذي تبلغ سرعة جريانه حوالي ١٤٠ مليون باوند / ساعة (١٨ مليون غرام / ثانية)، حيث تبلغ درجة حرارة الماء حوالي ٦٠٠ ف (٣١٥ م)، والتي تُبقي درجة حرارة غلاف الوقود دون ٧٠٠ ف (٣٧١ مْ).

يكون كل من قلب المفاعل، قضبان السيطرة، وأجهزة مراقبة القلب موضوعة في وعاء الضغط الكبير الذي صمم ليتحمل ضغوطاً عالية في درجات حرارة إشتعال المفاعل حيث أن الضغط في وعاء الضغط في وعاء المفاعل يبلغ حوالي ٢٥٠٠ باوند / إنج مربع (١٧ ميكا باسكال). تتكون جدران وعاء المفاعل من الكاربون الفولاذي الذي سمكه ٨ إنج (٢٠ سم) أو اكثر وأن إرتفاع

الوعاء يبلغ حوالي ٤٠ قدماً (١٢ متراً) أما قطره فيبلغ ١٤ قدما (٤ متراً). تكون جميع السطوح الداخلية الملامسة لمائع البريد مغطاة بالفولاذ غير القابل للصدأ وإن هذا ينطبق ايضاً على جميع أجزاء منظومة التبريد الابتدائية ماعدا الاقسام التي تكون مصنوعة من الزركالوي الاينكونيل (Inconel)* والتي تمثل هنا اغلفة الوقود ومنظومة أنابيب مولد البخار. إن قمة وعاء المفاعل التي تتضمن جميع مقودات قضبان السيطرة يمكن تحريكها لغرض تحميل الوقود، وأن الشكل ٥ ـ ٤ يُبين وعاء المفاعل ومحتوياته.

يدخل مائع التبريد الى وعاء المفاعل من خلال فتحات قريبة من قمة القلب حيث تعترض حركته إسطوانات القلب الواقعة بين الوعاء والقلب والتي عن طريقها يجري مائع التبريد الى قعر القلب ومن ثم يجري الماء الى الاعلى خلال القلب بواسطة مضخات التبريد الابتدائية. يُبين الشكل ٥ ـ ٥ العناصر الرئيسية لمنظومة التبريد الابتدائية.

يبلغ الضغط في منظومة التبريد الابتدائية حوالي ٢٢٥٠ باوند / انج مربع (١٥,٥ ميكا باسكال)، وأن هذا الضغط يكفي لمنع تكوين البخار. يتولد البخار في منظومة التبريد الثانوية من خلال إنتقال الحرارة من مائع التبريد في المنظومة الابتدائية ذي الضغط العالي الى منظومة مائع التبريد الثانوي ذي الضغط الواطىء، حيث يحدث الانتقال الحراري من خلال جدران عدد كبير من الانابيب التي خلالها يمر مائع التبريد في مولدات البخار. كذلك يمر البخار المتولد خلال فواصل لازالة القطرات المائية وذلك لاختزال محتوياته من الرطوبة الى اقل من ١ ٪ لغرض إرساله الى المولد التوربيني لانتاج الكهربائية. بعد تكثيف البخار الى سائل فأنه يعود ثانية الى المولدات البخارية

جدول ٥ ـ ١ الخصائص الممثلة لمفاعل الماء المضغوط

القدرة الحرارية للقلب	٣٤١١ ميكاوات حراري
كفاءة المحطة	٣٢ ٪
الطاقة الكهربائية الناتجة من المحطة	١١٠٠ ميكاوات كهرباء
قطر القلب	١٣٤ إنج (٣,٤ متر)
الطول الفعال للقلب (او قضيب الوقود)	١٤٤ إنج (٣,٧ متر)
وزن القلب (الكتلة)	٢٧٦٠٠٠ باوند (١٢٥ ميكا غرام)
كثافة قدرة القلب	٩٨ كيلو وات / لتر
مادة غطاء الوقود	زر كولوي ـ ٤
قطر غطاء الوقود (القطر الخارجي)	٤٢٢, . انج (١,٠٧ سم)
سمك غطاء الوقود	٠,٠٢٤ إنج (٠,٠٦ سم)

* الاينكونيل هو سبيكة من النيكل والكروم تحتوي على ٧٧ ٪ نيكل و ١٤ ٪ كروم و ٧ ٪ حديد وكميات صغيرة من المنغنيز، النحاس، والسيليكون.

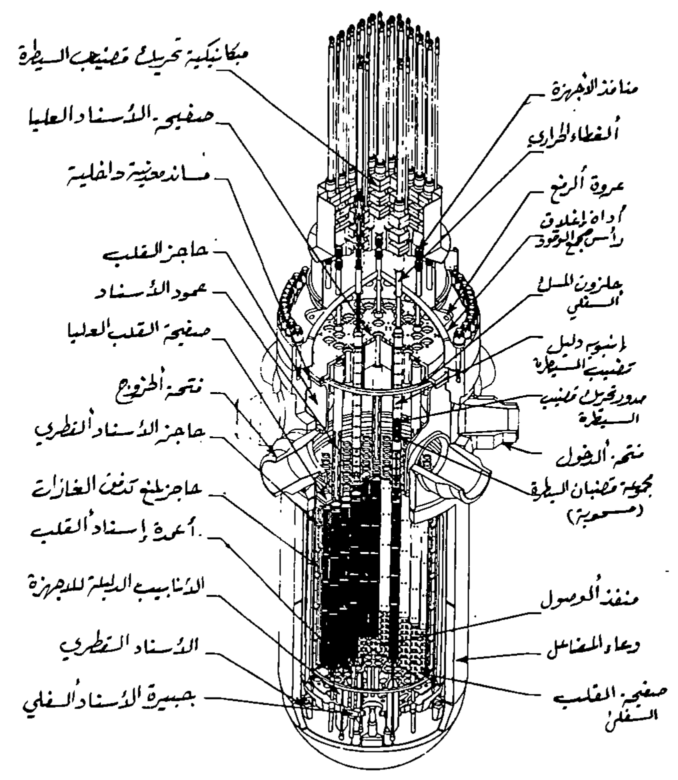
مادة الوقود	ثاني اوكسيد اليورانيوم UO_2
قطر اسطوانة الوقود الصغيرة (pellet)	٠,٣٧ إنج (٠,٩ سم)
إرتفاع إسطوانة الوقود الصغيرة (pellet)	٠,٦ إنج (١,٥ سم)
مصفوفة مجمع الوقود	١٥ × ١٥، تراكيب مفتوحة[أ]
عدد مجمعات الوقود	١٩٣
العدد الكلي لقضبان الوقود	٣٩٣٧٢[أ]
نوع قضيب السيطرة	كاربيدالبورون B_4C أوالفضة ـ الانديوم ـ الكادميوم في قضيب أسطواني
عدد مجمعات قضيب السيطرة	٦٠ (يمكن ان تتغير بصورة إعتيادية)
عدد قضبان السيطرة في كل مجمع سيطرة	٢٠ (يمكن ان تتغير بصورة إعتيادية)
الكمية الكلية للوقود (ثاني اوكسيد اليورانيوم UO_2)	٢١٧٠٠٠ باوند (٤٨ ميكاغرام)
كثافة قدرة الوقود	٣٨ ميكاوات / طن متري
نسبة الوقود الى المبرد	١ / ٤,١

يتبع الى جدول ٥ ـ ١

المبرد	ماء (الحالة السائلة)
معدل جريان المبرد الكلية	١٣٦ × ١٠^٦ باوند / ساعة (١٧ ميكا غرام / ثانية)
سرعة مبرد القلب	١٥,٥ قدم / ثانية (٤,٧ متر / ثانية)
ضغط المبرد	٢٢٥٠ باوند / إنج مربع (١٥,٥ ميكا باسكال)
درجة حرارة المبرد (في الدخول عند القدرة الكلية)	٥٥٢ ف (٢٨٩ م)°
درجة حرارة المبرد (في الخروج عند القدرة الكلية)	٦١٧ ف (٣٢٥ م)°
درجة حرارة غطاء الوقود (معدل)	٦٥٧ ف (٣٤٧ م)°
درجة حرارة مركز الوقود (معدل)	٤١٤٠ ف (٢٢٨٢ م)°
عامل الذروة القطري (التغيير في كثافة القدرة)	١,٥
عامل الذروة المحوري	١,٧

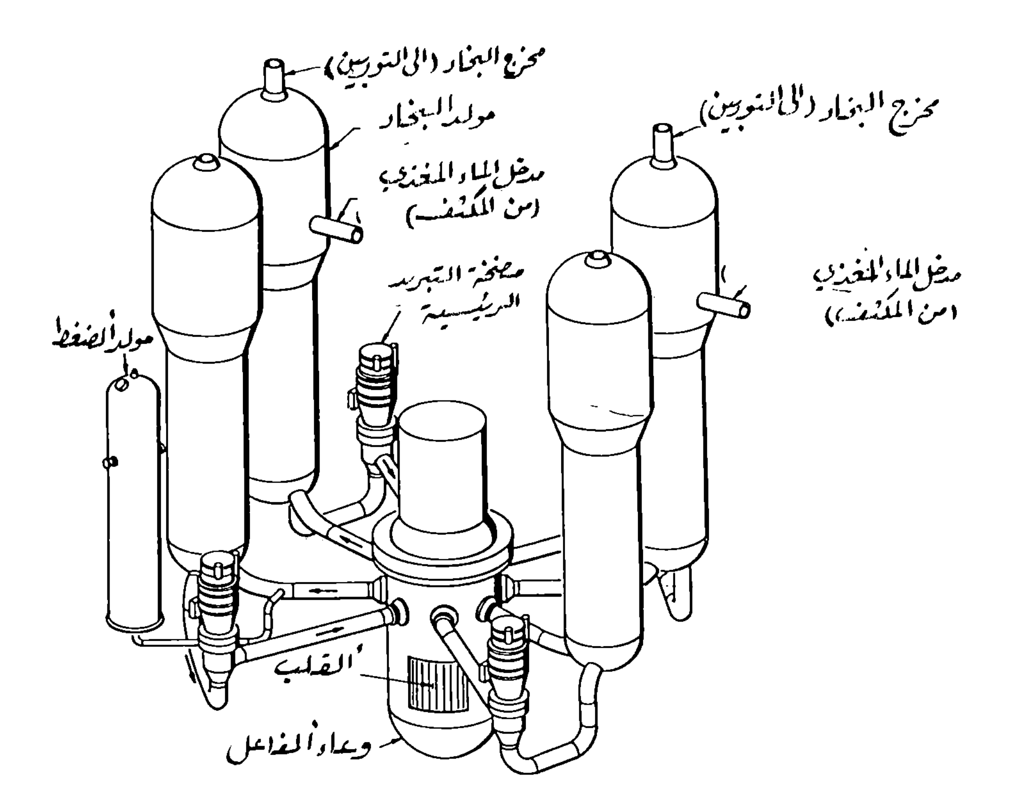
أ ـ مفاعل الماء المضغوط المجاز حاليا له ١٧×١٧ مصفوفة مجمع، مع قضبان انحق تعدادها ٥٠٩٥٢. مواصفات اخرى يمكن ان تتغير بصورة طفيفة.

إحتراق الوقود التصميمي	٣٢٠٠٠ ميكاواط ـ يوم / طن متري (معدن ثقيل)؛ يتغير
تحليل الوقود الجديد	٣,٢ ٪ يورانيوم ـ ٢٣٥ (أقل في التحميلة الاولية)
تحليل الوقود المحترق (القيمة التصميمية)	٠,٩ ٪ يورانيوم ـ ٢٣٥ ، ٠,٦ ٪بلوتونيوم ـ ٢٣٩وبلوتونيوم ـ٢٤١
كمية الوقود اللازمة عند التحميل	ثلث كمية الوقود في السنة
المدة اللازمة لتحميل الوقود	١٧ يوم (مدة صغرى)



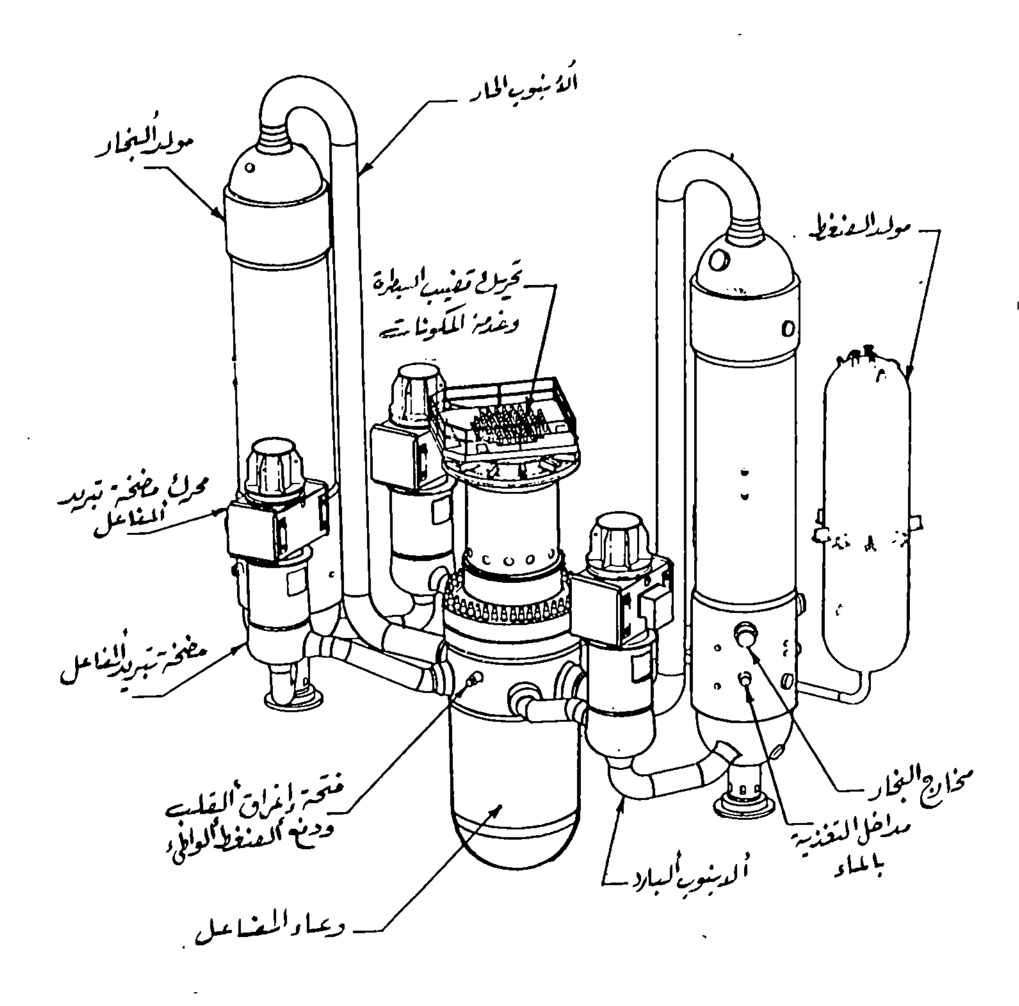
شكل ٥ ـ ٤ وعاء مفاعل الماء المضغوط وملحقاته الداخلية.

إن قلب مفاعل الماء المضغوط يقع في وعاء كبير من الفولاذ الذي من خلاله يجري المبرد. بعد مرور المبرد من الفتحة الداخلة، فأن الماء يجري الى الاسفل بين جدار الوعاء وحاجز قلب المفاعل، الى ان يصل الى حيز تحت قلب المفاعل؛ ومن ثم يعرج الى الاعلى ليجري خلال القلب ومنه الى خارج القلب من خلال إحدى الفتحات المؤدية الى المولدات البخارية. يمكن تحريك قمة وعاء المفاعل لغرض إعادة تحميل الوقود وكذلك تقوم قمة الوعاء بأسناد ميكانيكية تحريك قضبان السيطرة.



شكل ٥ ـ ٥ ترتيب المنظومة الابتدائية لمفاعل الماء المضغوط المصنع من قبل شركة وستنكهاوس ـ Westinghouse

المنظومة الابتدائية تشكل منظومة تجهيز البخار النووية لمحطة مفاعل الماء المضغوط. في الدوائر الاربعة المرتبة والمبينة في الشكل، في كل دائرة مولد بخاري ومضخة تبريد خاصة به يكون مولد الضغط متصلاً بأحد الدوائر. إن مائع التبريد الابتدائي يدخل ويخرج الى المولد البخاري من القعر، وأن احد الانابيب التي بشكل U ضمن المولد البخاري تكون مبينة في شكل ٥ ـ ٨.



شكل ٥ ـ ٦ ترتيب بديل للمنظومة الابتدائية لمفاعل الماء المضغوط.

هذه المنظومة لمفاعل الماء المضغوط لها فتحتان تؤديان الى الخارج، كل واحدة تؤدي الى المولد البخاري. الفتحة الخارجية لكل مولد بخاري ترتبط بمنحني تبريد، كل منها مربوطة مع الفتحة الداخلة الى وعاء المفاعل. مولدات البخار هذه تستعمل أنابيباً عمودية، عوضاً عن تصميم الانابيب بشكل U كما في شكل ٥ ـ ٥.

لغرض تكرار العملية لانتاج البخار. تبلغ الكفاءة الحرارية الكلية لمفاعل الماء المضغوط حوالي ٣٢ ٪. يمر مائع التبريد الابتدائي في مولدات البخار مرة واحدة فقط من خلال انبوبة منفردة بشكل U او بشكل إنبوبة مستقيمة (أي مرور الماء خلال المبادل الحراري). يحتوي مفاعل الماء المضغوط الكبير على أربعة دوائر خارجية تتضمن مولدات البخار والمضخات الخاصة بها كما هو مبين في شكل ٥ ـ ٥، وأن ترتيبها يمكن أن يتغير حسب تصميم الشركة المصنعة.

إن المحافظة على القيمة التصميمية للضغط يمثل نقطة حاسمة وذلك لتجنب تكوين البخار في منظومة التبريد الابتدائية وكذلك لتجنب حدوث تكسر في انابيب منظومة التبريد الابتدائية في حالة عدم إستخدام قيمة الضغط التصميمية. إن منظومة مفاعل الماء المضغوط تتضمن ايضا مولد الضغط (pressurizer) المتصل بالساق الحارة لدوائر مولدات البخار كما مبين في الشكل ٥ ـ ٥ والشكل ٥ ـ ٦. إن جزءاً من حجم الضاغط يكون مشغولاً بالماء والجزء الآخر منه يكون مشغولاً بالبخار حيث أنه يحتوي على مسخنات لغلي الماء ومرشات (sprayers) لتكثيف البخار حسب الحاجة لغرض المحافظة على مستوى الضغط بحدود الاشتغال المعينة.

المنظومات المساعدة

من المفيد أن نذكر أن المنظومات الساندة لمنظومات المفاعل الرئيسية يمكن أن تُربط بصورة أساسية مع منظومات السلامة لحالات معينة. تتضمن هذه بصورة خاصة منظومات السيطرة على كيمياء وحجم مائع التبريد الابتدائي للمفاعل وكذلك منظومات إزالة الحرارة المتولدة نتيجة لانحلال المواد المشعة.

تقوم منظومة سيطرة الكيمياء والحجم بتجهيز الماء لمنظومة التبريد الابتدائية أو تقوم بتقليل نسبة التآكل وكذلك كمية نواتج الانشطار في مائع التبريد كما وأنها تقوم بضبط تركيز حامض البوريك عند إستخدامه لاغراض السيطرة على المفاعلية. في حالة إشتغال المفاعل، تعمل المنظومة بصورة مستمرة بدفع الماء من منظومة التبريد الابتدائية ماراً خلال المصفيات وكذلك خزان السيطرة على الحجم. إن السائل المُجهز الى منظومة التبريد الابتدائية يأتي من الأماكن التالية خزان السيطرة على الحجم، منظومة تجهيز الماء النقي، خزانات حامض البوريك، والمواد الكيميائية المطلوبة للمحافظة على كيمياء مائع التبريد ضمن المواصفات المطلوبة. تعمل منظومة الكيمياء والسيطرة على الحجم بالترابط مع مولدات الضغط للمحافظة على ضغط وحجم مناسب لمائع التبريد وفق ظروف الاشتغال الاعتيادي. كذلك، يمكن للمنظومة أن تحافظ على تراكيز معينة للغازات المنحلة، بصورة خاصة غاز الهيدروجين المتواجد في مائع التبريد.

تُعتبر منظومة الكيمياء والسيطرة على الحجم مصدراً للغاز الذي يُعامل في منظومة معاملات النفايات الغازية حيث تستخدم منظومة النفايات الغازية لخزن الغاز وإعادته الى منظومة المفاعل في الحالات الضرورية. إن الغرض الأساسي لمنظومة النفايات السائلة هو معاملة السوائل الناتجة من منظومات التصريف المختلفة والمرتبطة مع منظومة الكيمياء والسيطرة على الحجم. في حالة إحتواء السائل على التريتيوم (ذرة الهيدروجين الاثقل $^{3}_{1}H$)، كما هو في مائع منظومة التبريد الابتدائي فأنه

يمكن تنقية السائل وإعادته الى منظومة الكيمياء والسيطرة على الحجم. إن شكل منظومة الكيمياء والسيطرة على الحجم او مايكافئها وإرتباطها مع منظومة التبريد الابتدائية ومنظومات معاملة النفايات تختلف من مفاعل الى آخر حيث ان الشكل ٣ ـ ٣ والشكل ٣ ـ ٤ يمثلان منظومات السيطرة على النفايات السائلة والغازية.

إن وظيفة منظومة إزالة الحرارة المتبقية هي إزالة حرارة الانحلال المتولدة في منظومة التبريد الابتدائية عند اطفاء محطة القدرة النووية. تتكون منظومة إزالة الحرارة المتبقية من مبادلات حرارية ومضخات. تُزال الحرارة المتولدة في المراحل الاولية من إطفاء المحطة بواسطة مولدات البخار وان البخار الناتج يُرسل مباشرة الى المكثف خلال انابيب جانبية دون ان يمر بالتوربين. تبدأ منظومة إزالة الحرارة المتبقية بالاشتغال عند إنخفاض درجة حرارة مائع التبريد وكذلك ضغطه. في هذه الحالة تتوقف عملية التبريد عن طريق مولدات البخار علماً بأن احد مضخات تبريد القلب تستمر بالعمل لغرض إزالة مايبقى من الحرارة. من الممكن ان تعمل منظومة إزالة الحرارة المتبقية مع منظومات الضخ في حالة الطوارىء.

توجد في مفاعل الماء المضغوط منظومات مساعدة متعددة يمكنها أن تقدم خدمات أساسية للمنظومات الرئيسية. تتضمن المنظومات المساعدة مركبات تبريد معينة لغرض تجهيز القدرة والسيطرة على المفاعلية وحتى في الحالات الطارئة وذلك من خلال شبكات كهربائية معقدة لها وحدات تعمل يدوياً او تلقائياً. إن الغرض من المنظومات المساعدة هو لضمان الناحية الاقتصادية وسلامة إشتغال محطات القدرة النووية.

منظومات السلامة

إن الغرض من إضافة منظومات السلامة الى المنظومات الرئيسية في المفاعل هو لتقليل الأخطار الناجمة من الحوادث المفاجئة في المفاعل. إن الفعل المباشر لمنظومات السلامة بعد الحادث الايقاف السريع للتفاعل المتسلسل. في الحادثة التي تُسبب تصدعاً في منظومة التبريد الابتدائية او التي تقلل من كمية مائع التبريد فأن منظومة الضخ الطارىء تقوم بالعمل مباشرة لضمان إستمرار جريان مائع التبريد. في الحالة التي يحدث فيها إنصهار الوقود في قلب المفاعل فأن بناية خاوية المواد المشعة ومنظوماتها الملحقة تعمل على تقليل كمية النشاطية الاشعاعية التي تتسرب الى المحيط الخارجي (البيئة العامة).

إن بناية حاوية المواد المشعة المبينة في الشكل ٥ ـ ٧ تُحيط بمركبات منظومة التبريد الابتدائية وكذلك بمنظومات تبريد القلب عند الطوارىء. تتكون بناية الحاوية من الكونكريت المُقوى والمبطن بالفولاذ لغرض مقاومة الزيادة في الضغط في حالة تحرر جميع مائع التبريد عند حدوث الحادثة المفاجئة. إن منظومات الرش والتبريد وكذلك المكثف الثلجي المبين في شكل ٥ ـ ٧ تخدم لغرض غسل النشاطية الاشعاعية المتحررة خارج جو حاوية المواد المشعة وكذلك لتبريد الجو الداخلي لها والمحافظة على قيمة الضغط بأن تكون اقل من القيمة التصميمية لضغط الحاوية. في اللحظات

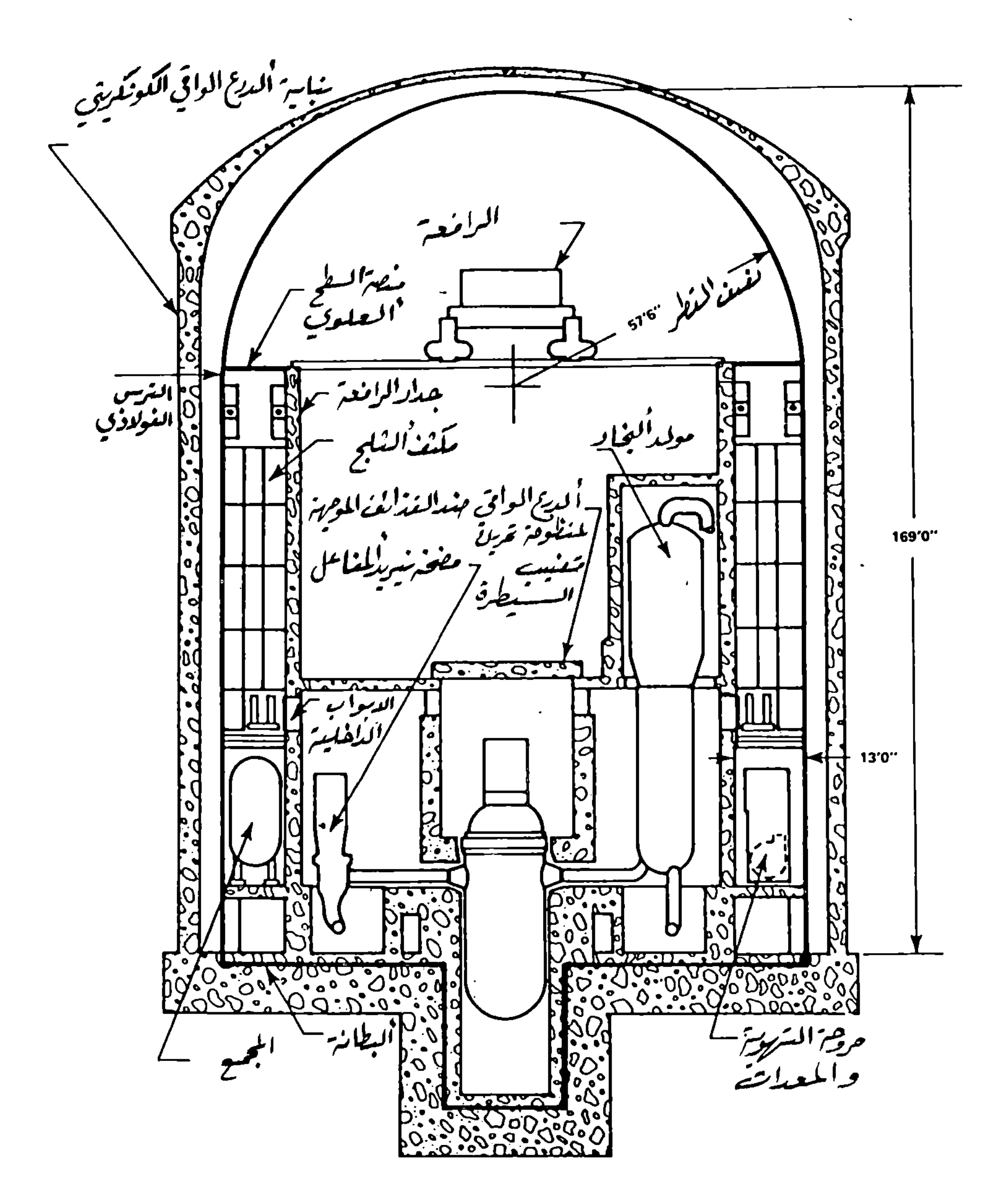
الاولى للحادثة المفاجئة، تتم عملية عزل جو بناية الحاوية عن المحيط الخارجي حيث ان الغرض الرئيسي لمنظومة الحاوية بالاضافة الى الوظيفة الرئيسية والتبريدية هو تقليل كمية النشاطية الاشعاعية المتحررة والمتسربة الى خارج الحاوية الى اقل كمية ممكنة. إن المعيار التصميمي الرئيسي هو تحديد الجرعة الاشعاعية بالرجوع الى برنامج التعليمات الاتحادية (10 CFR 100) انظر الفصل الرابع.

إن الالتزام بهذه المعايير يعتمد على سلوكية المنظومات أثناء الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المُبرد (أثناء الحالة الطارئة). إذ درجة الحادثة المفاجئة يمكن أن تتغير إبتداءًا من التسرب الطفيف في حالة حدوث كسر صغير في الانبوب الى حالة الفقدان السريع لمائع التبريد نتيجة التحطيم التام في الخط الرئيسي لمائع التبريد حيث في مثل هذه الحوادث المفاجئة تبدأ منظومات تبريد القلب عند الطوارىء بالعمل. إن الظاهرة الوحيدة لفقدان مائع التبريد والتي لم تصمم لها منظومات لخزن الماء هو حادثة كسر وعاء المفاعل نفسه. هذا النوع من الحوادث يُعتبر كارثة بالنسبة لمفاعلات القدرة.

هناك بعض الصعوبات في التعامل مع الكسور الصغيرة والمتوسطة اما الكسور الكبيرة فأن عملية السيطرة عليها تعتبر عملية صعبة. يُبين الشكل ٥ ـ ٨ مخططاً الى الجوانب الرئيسية المهمة في حالة حدوث كسر في الخط الرئيسي لارجاع مائع التبريد ذي الدرجة الحرارة الواطئة (cold leg). يجري مائع التبريد إعتيادياً من خلال حلقة بين حاجز القلب ووعاء المفاعل ومن ثم الى الاعلى خلال القلب وبعدها خارجاً الى المولد البخاري (المبادل الحراري). تفريغ مستودع مائع التبريد يمكن أن يتم بصورة سريعة. إن اول إستجابة تصدر عن المنظومة غير الفعالة والتي تكون معزولة عن منظومة التبريد الابتدائية هو عن طريق صمامات الكبح التي تبدأ بالعمل في حالة إنخفاض ضغط منظومة التبريد الابتدائية الى اقل بكثير من ١٠٠٠ باوند / إنج مربع (٧ ميكا باسكال). تحتوي المنظومة غير الفعالة على وحدات تسع كل واحدة ١٠٠٠ قدم مكعب (٢٨ متر مكعب) من السائل حيث أن كل منظومة مفاعل تتضمن وحدتين او اكثر. إن هذه الوحدات تعمل مباشرة وبدون أي تأخير في ضخ مائع التبريد في خط عودة المبرد او الى وعاء المفاعل كما مبين في الشكل ٥ ـ ١. في حالة حدوث كسر في خط عودة المبرد المشترك مع خط الضخ فأن أحد الوحدات ستكون غير فعالة. من الممكن ان تكون الوحدات الاخرى غير فعالة كالحالة التي يكون فيها المائع مضخاً على طريق جانبي القلب ليهرب من خلال خط الكسر الحاصل في خط عودة مائع التبريد (cold leg).

إن التبريد للاغراض الطويلة الامد يتم بواسطة منظومتين فعالتين للضخ تحت ضغط واطىء حيث كل منها تضخ حوالي ٣٠٠٠ غالون / دقيقة (١٩٠ لتر / ثانية) إلى إنبوب الماء الحار او انبوب الماء البارد او كليهما. تتطلب هذه المنظومات حوالي ٢٠ ثانية لتصبح عاملة بأفتراض أن إحدى المنظومتين هي فعالة عند تحليل الحادثة المفاجئة.

في حالة الكسور الصغيرة التي لاتُسبب حسماً في الضغط بصورة كبيرة فأنه توجد منظومتان للضخ ذات ضغط عالي تُجهز الماء بمعدل ٤٠٠ غالون / دقيقة (٢٥ لتر / ثانية). في بعض التصاميم فأن الماء يضخ بصورة إعتيادية الى وعاء المفاعل وان مصدر الماء المجهز الى منظومات الضخ الفعالة يأتي من خزانات السيطرة على الحجم وخزانات الماء المخصصة لتغذية ماء المفاعل.



شكل ٥ ـ ٧ مقطع لبناية حاوية المواد المشعة لمفاعل الماء المضغوط.

تحتوي بناية حاوية المواد المشعة على المنظومة الابتدائية، وتحتوي كذلك في داخلها على منظومات السلامة. إن البناية نفسها مصنوعة من الكونكريت المبطن من الداخل بالفولاذ. منظومات السلامة الموجودة ضمن البناية تتضمن منظومات تبريد القلب عند الطوارىء (لاحظ المجمع)، منظومات سيطرة الضغط (أحد اشكالها يمكن ان تكون مكثف الثلج المشار اليه في الشكل)، ومعدات التهوية.

من الصعب جداً تمثيل إرتفاع درجات الحرارة لفترات قصيرة أثناء الفقدان الكبير في السائل المبرد. لأغراض منح اجازة تشغيل المفاعل هناك حالتان هما التمثيل المحافظ (conservative) والتمثيل الواقعي (realistic) كما مبين في الشكل ٥ ـ ٩ لدرجات حرارة غلاف الوقود أثناء حدوث الفقدان الكبير في السائل المبرد في الحادثة المفاجئة. إن التمثيل المحافظ يعطي درجات حرارة عالية وهذا مابينته لجنة التنظيم النووي (NRC) ليكون أعلى حد لغرض اعتباره كمعيار لحماية عامة الناس.

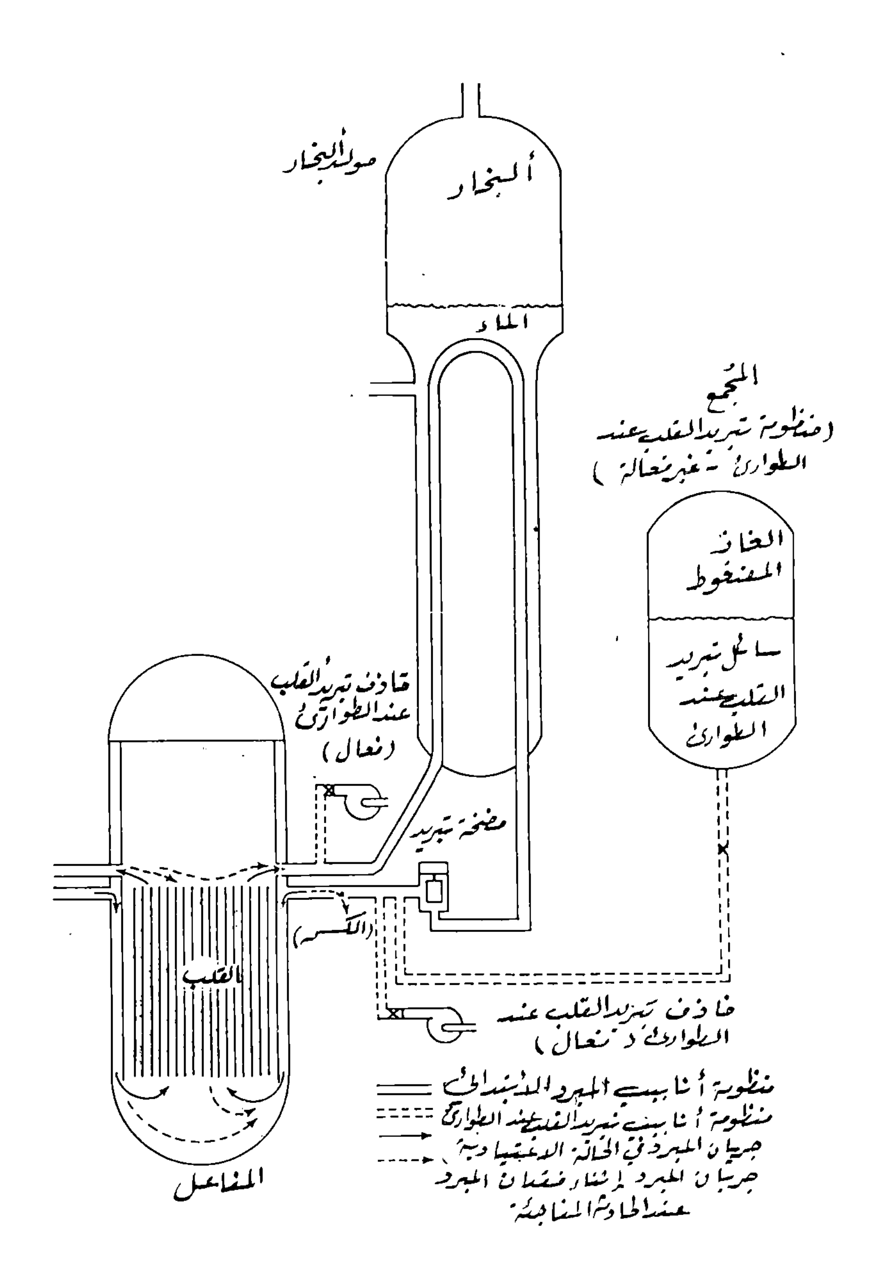
إن تواجد منظومات الطوارىء لوحدها غير كاف لتحديد سير الحادثة المفاجئة، حتى بأفتراض أن المنظومات قد صممت بصورة ملائمة. بالاضافة الى ذلك، فأنه يجب ترتيب منظومة المفاعل الكلية لضمان عمل منظومات السلامة الضرورية عندما يتطلب الامر لذلك. إن المنظومات المنفردة هي نسخة طبق الاصل، وأن السيطرة الخاصة بها وتجهيز القدرة (المنظومات الفعالة) تكون مستقلة الواحدة عن الاخرى وعن المنظومات الرئيسية للمفاعل. الاعتمادية اللامقصودة بين المنظومات يمكن ان تقلل الاعتمادية الكلية للاستجابة الطارئة حيث تكون في هذه الحالة موازيين تخمين الخطورة غير دقيقة للحوادث المفاجئة للمحطة النووية. لأجل المثال، توجد أربعة مضخات في دورة التبريد الابتدائية حيث كل واحدة منها تكون كبيرة بما فيه الكفاية لان تجهز لوحدها الجريان الكافي لمائع التبريد لغرض إزالة حرارة الانحلال بعد إطفاء المفاعل.

النيوترونية، إستخدام الوقود، وإشتغال المفاعل

كنموذج لمفاعلات الماء الخفيف العاملة في الوقت الحاضر تكون نسبة التحويل (نسبة المادة القابلة للانشطار المنتجة الى المادة المحطمة) حوالي ٠,٦. عند إنشطار نواة اليورانيوم ـ ٢٣٥ نتيجة لامتصاصها نيوترون بطيء فأنه يتولد حوالي ٢ من النيوترونات السريعة[1]. إن هذه النيوترونات المتولدة تتباطىء بسرعة الى طاقات حرارية بواسطة الماء المهدىء، إلا انه نتيجة لظاهرة الرنين في اليورانيوم ـ ٢٣٨ فأن عدداً من النيوترونات يُقتنص اثناء تباطئه الى الطاقة الحرارية حيث أن بعضها يقتنص من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٨، الا أن معظمها يُقتنص من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٥، الماء، المواد الداخلة في تركيب المفاعل، سموميات نواتج الانشطار، وسموميات السيطرة. يُشير الجدول ٥ ـ ٢ الى النيوترونات الناتجة مباشرة بعد التحميل الاولي لمفاعل الماء المضغوط. لاحظ ان نسبة اقتناصات اليورانيوم ـ ٢٣٨ (المنتجة للبلوتونيوم ـ ٢٣٩) الى إمتصاصات اليورانيوم ـ ٢٣٥ (المؤدية الى إنشطار نواة اليورانيوم ـ ٢٣٥) هي حوالي ٠,٦. إن تكوين سموميات نواتج الانشطار، تناقص كمية المادة القابلة للانشطار بصورة طفيفة، وتناقص كمية السيطرة يؤدي الى تغيير كمية الامتصاصات المجدولة بصورة طفيفة. مع ذلك، فأن نسبة التحويل لاتتغير بصورة كبيرة بالرغم من تغير كمية المادة القابلة للانشطار وكذلك المادة المخصبة. (لاجل المثال، في بداية تشغيل المفاعل ان المادة

---

(١) حوالي ٠,١ من هذه النيوترونات الصافية الناتجة من إنشطار اليورانيوم ـ ٢٣٥ يتم بواسطة النيوترونات السريعة.

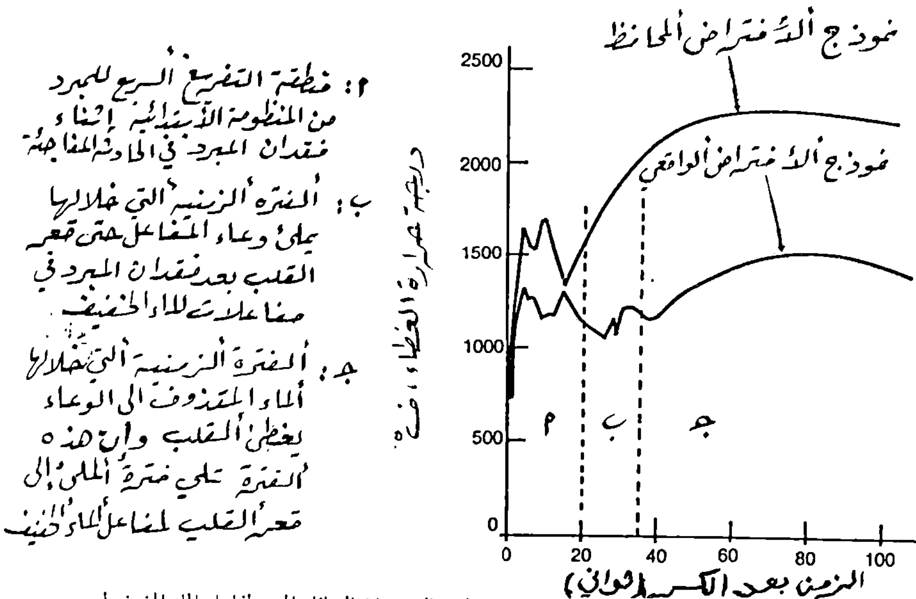


شكل ٥ ـ ٨ منظومات تبريد القلب عند الطوارىء لمفاعل الماء المضغوط.

تتوفر منظومات متعددة لتجهيز القلب بالمبرد في حالة إخفاق المنظومة الابتدائية. تتضمن هذه منظومات المجمعات غير الفعالة، كذلك منظومات القذف الفعالة. التأثير في حالة كسر إنبوبة الماء البارد لأحد الدوائر الابتدائية مبين في الشكل. لاحظ أن جريان مبرد القلب يمكن عكس إتجاهه وأن المبرد القادم من دوائر اخرى يمكن ان يمر الى القلب.

الوحيدة القابلة للانشطار هي اليورانيوم ـ ٢٣٥، إلا انه عند إشتغال المفاعل تتولد كمية من البلوتونيوم ـ ٢٣٩ ونظائر اخرى). لاحظ أيضاً ان كمية المادة المستخدمة للسيطرة في المفاعل تكون كبيرةو في بداية التشغيل. إن الحَسِمْ في مادة السيطرة يؤدي الى إرتفاع نسبة التحويل. (انظر، لاجل المثال، مناقشة مفاعل الكاندو، الفصل السابع وكذلك مفاعل الماء الخفيف المُنتج، الفصل الرابع عشر).

إن الفرق بين نسبة التحويل والعدد واحد هو بمثابة مؤشر لاستعمال الوقود. ان هذاالفرق هو (١ ـ ٠,٦) والذي يساوي ٠,٤ لمفاعلات الماء الخفيف حيث هذا الفرق يشير الى عجز جوهري. مع ذلك، التجاوز لاستعمال اي من الموارد القابلة للانشطار تدخل فيه عوامل اخرى، كضمان إحتراق الوقود المستخدم الى قيمة الاحتراق التصميمية وعلى أساس أن الوقود المستهلك يمكن تكريره. كما لوحظ في الفصل الثاني، أن مفاعل الماء المضغوط سيتطلب حوالي ٤١٠٠ طن من U_3O_8 لاستعماله في دورة وقود واحدة. إن معظم التجهيز (عادة في كمية الوقود) سيرافق بصورة مباشرة للعجز الذي سببته نسبة التحويل الواطئة. نحتاج الى نسبة مئوية صغيرة لغرض تحميلة الوقود الاولي. في حالة عدم تكرير اليورانيوم والبلوتونيوم فأن الامر يتطلب رفع نسبة اليورانيوم الى حوالي ٥٠٪. مع ذلك، فأن جميع هذه المتطلبات مبنية على أساس إفتراض أن معدل الطاقة المطلوبة



شكل ٥ ـ ٩ مخطط لدرجات حرارة غطاء الوقود المحسوبة في حالة فقدان السائل المبرد لمفاعل الماء المضغوط.

يمكن ان تحسب شروط المنظومة أثناء الحادثة بأستعمال كل من النموذجين «المحافظ conservative» و «الواقعي realistic»، في الاول هو ان نضع تحديداً مؤثراً على شدة الحادثة المفاجئة، وفي الثاني ان ننتج احسن المتوفر من التنبؤ للذي سيحدث. الشكل يشير كيف ان النموذجين يمكن ان يختلفا في النتائج المحسوبة لدرجات حرارة الغطاء أثناء وقوع الحادثة المفاجئة في مفاعل الماء المضغوط.

جدول ٥ ـ ٢ النيوترونية التقريبية لمفاعل الماء المضغوط (بداية حياة المفاعل)

بصورة تقريبية ٢ ـ نيرون سريع تنتج نتيجة لامتصاص نيوترون واحد من قبل نوة اليورانيوم ـ **٢٣٥** ويكون مصير هذين النيوترونين كالآتي:

٠,٦ [أ]	تقتنص من قبل اليورانيوم ـ **٢٣٨** (بصورة كبيرة في منطقة الرنين، مؤدية الى إنتاج البلوتونيوم ـ **٢٣٩**).
١	يمتص من قبل اليورانيوم ـ **٢٣٥** (الذي منه ينتج ٠,٨ في الانشطارات).
٠,١	يمتص من قبل الماء
٠,١	يمتص من قبل المواد الداخلة في قلب المفاعل، وسموميات نواتج الانشطار.
٠,٢	يمتص من قبل سموميات السيطرة
٢,٠	

أ. وعليه تكون نسبة التحويل ٠,٦٠

تُستخلص من قضبان الوقود. إن معدل الاحتراق التصميمي[٢] المطابق الى ٨٠ ٪ من سعة المحطة يعادل حوالي ٣٢٠٠٠ ميكاواث حراري ـ يوم / طن (MWd / Te) وأن تحميل المحطة بالوقود يتم حسب المنهاج المقرر لذلك. (عامل السعة هو نسبة الطاقة الكهربائية الفعيلة المنتجة الى الطاقة الخارجية بأعتبار ان إشتغال المحطة مستمر بنسبة ١٠٠ ٪ من القدرة المقررة). إن عامل السعة هذا هو اكثر من ٦٠ ٪ أو حتى لمحطات القدرة المنشأة حديثاً. في حالة كون معدل الطاقة الناتجة من المحطة كمية واطئة نسبياً فأن تحميل المحطة بالوقود يستمر حسب المنهاج المقرر حيث ان عملية التحميل لاتعتمد على كمية الطاقة المستخلصة من الوقود. إن هذا يمثل الفقدان الصافي في الوقود في حالة عدم معاملة الوقود لغرض الحصول على المادة القابلة للانشطار نتيجة لتكرير الوقود. لقد بينت معظم مفاعلات الماء المضغوط على إفتراض ان إعادة التحميل تتم سنوياً لمرة واحدة أثناء فترة إنخفاض الطلب على الطاقة وان هذا المنهاج قد يُعاد النظر فيه في حالة حصول فقدان في قيمة الطاقة المنتجة. يتطلب التصميم الاولي للمفاعل ان تكون كمية الاحتراق بحدود ١٠٠٠٠ ميكاواث ـ يوم / طن (MWd / Te) بين كل عملية والتي تليها، إلا أن الاحتراق الاقل من هذا يؤدي الى تأجيل عملية تحميل الوقود.

هناك عوامل متعددة قد تؤدي الى إحتراق اوطيء نتيجة لاطفاء المفاعل بسبب الصعوبات المتعلقة بمعدات السلامة. غالباً مايكون إطفاء المفاعل بسبب متطلبات اخرى تتعلق بصيانة

(٢) لان الاحتراق سيتغير من قضيب وقود الى آخر حيث ان قضبان الوقود مصممة على ان تتحمل إحتراق اعلى لغرض جعل المعدل ٣٢٠٠٠ ميكاواث ـ يوم / طن ممكناً.

المفاعل، أما إطفاء المفاعل المتعلق بأعادة تحميل الوقود فأن المدة المستغرقـة لهذا الاطفـاء تكون محددة. كذلك، أن عامل السعة الواطىء (والاحتراق الواطىء) يتأتي من إشتغال المحطة على قدرة اوطىء. إن الحَسِمْ الحاصل في الطاقة الخارجة من المحطة يحدث كنتيجة لانخفاضات القدرة ذات العلاقة بالسلامة، او كنتيجة للحَسِمْ في الطلب على الطاقة الكهربائية. إن محطة القدرة النووية مصممة للاشتغال بصورة مستمرة (a base load) للعمل بصورة إعتيادية لانتاج الطاقة بصورة كاملة او حسب الطلب[٣]. من الممكن تغيير كمية الطاقة الكهربـائية النـاتجة من مفـاعلات القـدرة (مفاعلات الماء المضغوط) وذلك بأستخدام قضبان السيطرة وتكييفها لتلبية هذه الطلبات. مـع ذلك، إن هذا سيؤدي الى حسم عامل السعة.

المدة اللازمة لتحميل الوقود تستغرق على الاقل مدة إسبوعين وخلالها يتم إيقاف المفاعل عن العمل. إن عمال المحطة يستلمون قسطاً كبيراً من الجرعة الاشعاعية السنوية خلال فترة التحميل بسبب قربهم من المنطقة ذات الاشعاع العالي. للسيطرة على هذه الجرعة الاشعاعية تغرق المنطقة حول وعاء المفاعل بالماء لغرض التعامل مع الوقود وهو تحت الماء. يتم نقل الوقود بواسطة حزام بين فتحة في جانب بناية حاوية الاشعاع والنقطة التي منها يرفع الوقود الى فوق الحافة المفتوحة لوعاء الضغط. يتم رفع الغطاء الكلي سوية مع مقودات قضبان السيطرة في مفاعل القدرة (مفاعل الماء المضغوط) كما هو موضح في الشكل ٥ ـ ٤. إن جزءاً من القلب الداخلي يتم سحبه لتحل محله مجمعات الوقود المتواجدة في أطراف القلب بينما يحل الوقود الجـديد مكـانها. هناك فتـرة حوالي إسبوعين مخصصة لاطفاء المفاعل لغرض الفحص.

---

(٣) تكون محطات القدرة النووية التي يقع عليها الحمل الاساسي لتزويد الطاقة في حالة إشتغال مستمر لغرض تجهيز الطلبات الدنيا من الطاقة الكهربائية على مشبك الطاقة. مع ذلك، فأن الطلب على الطاقة الاكثر من الطلب المقرر يتم عن طريق احصاء الزيادات اليومية والفصلية في استهلاك الطاقة والتي يمكن تلبيتها عن طريق وحدات الحمل القصوى والمتوسطة للطاقة الكهربائية بأستخدام محطات القدرة التقليدية التي تستخدم الفحم، النفط، الغاز. . . الخ.

Ybarrondo, L. J., Solbrig, C. W., and Isbin, H. S., "The 'Calculated' Loss-of-Coolant Accident: A Review," American Institute of Chemical Engineers Monograph Series, no. 7 (1972).
Includes a brief description of PWR systems, particularly those related to LOCAs.

Bibliography — Chapter Five

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

APS-1975. H. W. Lewis et al., "Report to the American Physical Society by the Study Group on Light-Water Reactor Safety," *Reviews of Modern Physics*, vol. 47, supplement no. 1, p. S1 (1975).

Treats basic PWR systems, emphasizing safety systems and the U.S. reactor safety research program.

"Coastal Effects of Offshore Energy Systems: An Assessment of Oil and Gas Systems. Deepwater Ports, and Nuclear Power Plants off the Coast of New Jersey and Delaware," U.S. Congress Office of Technology Assessment, U.S. Government Printing Office (November 1976).

Includes a brief description of proposed floating PWR power plants.

"Environmental Statement Related to Construction of Koshkonong Nuclear Plant," (draft), U.S. NRC report NUREG-0079 (August 1976).

Summary of environmental aspects of a proposed PWR nuclear power plant.

ERDA-1541. "Final Environmental Statement, Light Water Breeder Reactor Program, Commercial Application of LWBR Technology," 5 vols., U.S. ERDA report ERDA-1541 (June 1976) (NTIS).

Environmental statement for the light-water breeder, essentially a PWR.

"Final Environmental Statement Related to the Operation of Rancho Seco Nuclear Generating Station," U.S. AEC report (March 1973).

Summary of environmental aspects of a PWR power plant.

GESMO. "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors: Health, Safety, and Environment," 5 vols., U.S. NRC report NUREG-0002 (August 1976) (NTIS).

Describes environmental implications of recycling plutonium in LWRs.

McPherson, G. D., "Results of the First Three Nonnuclear Tests in the LOFT Facility," *Nuclear Safety*, vol. 18, p. 306 (1977).

Reviews recently completed tests at the LOFT facility, a small-scale PWR, instrumented for LOCA measurements.

Steam, Its Generation and Use, 28th ed. (Babcock & Wilcox, 1972).

Describes use of steam for power generation, including electrical generation via PWR power plants.

"Systems Summary of a Westinghouse Pressurized Water Reactor Power Plant," Westinghouse Electric Corporation report (1971).

Describes systems and operation of a PWR power plant.

WASH-1250. "The Safety of Nuclear Power Plants (Light-Water Cooled) and Related Facilities," U.S. AEC report WASH-1250 (July 1973) (NTIS).

Includes a summary of PWR systems.

WASH-1400. "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants," 9 vols., U.S. NRC report WASH-1400, NUREG-75/014 (October 1975) (NTIS).

Study of light-water reactor safety, actually calculating the risk from reactor accidents.

الفصل السادس

مفاعلات الماء المغلي

الفصل السادس

مفاعلات الماء المغلي

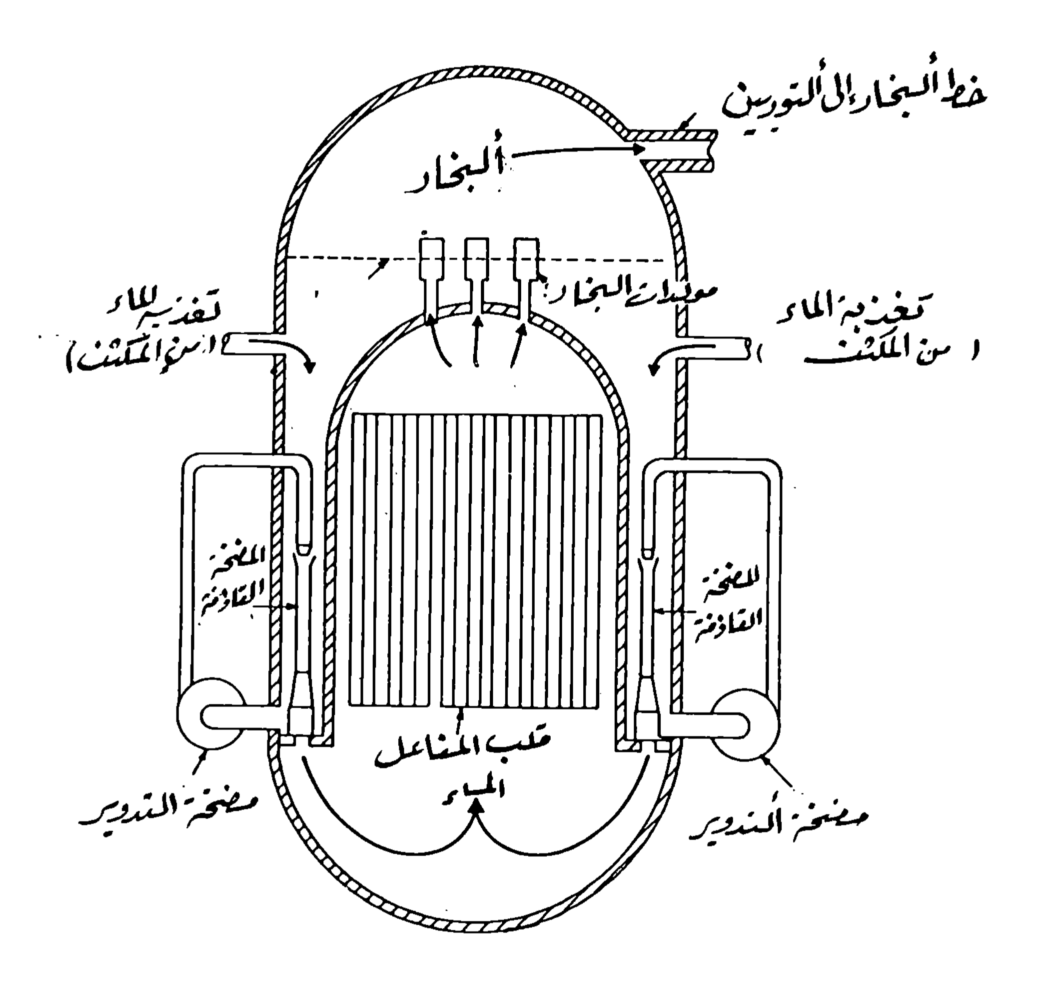
حوالي ثلث مفاعلات الماء الخفيف العاملة (في حالة اشتغال) او التي تحت الانشاء في الولايات المتحدة الامريكية هي مفاعلات الماء المغلي. ان الخصائص المميزة لمفاعل الماء المغلي هو ان وعاء الضغط نفسه في المفاعل يخدم كغلاية لمنظومة تجهيز البخار النووية.

ان وعاء المفاعل والمعدات المرافقة لمنظومة تجهيز البخار النووية (NSSS)، موضحة في الشكل ٦ـ١. ان وعاء الضغط يمثل المركبة الرئيسية في بناية المفاعل، وان البخار الذي ينتجه يمر بصورة مباشرة الى المولد التوربيني. تحتوي بناية المفاعل ايضا على معدات تبريد القلب عند الطواريء، حيث الجزء الرئيسي منه هو حوض كبت الضغط الذي يمثل الجزء التكاملي لتركيب حاوية المواد المشعة كما مبين في الشكل ٦ـ٢. ان حاوية المواد المشعة ومنظومة كبت الضغط في مفاعل الماء المغلي القديم الصنع تختلف عما هو عليه في مفاعل الماء المغلي الحديث. ان جميع مفاعلات الماء التجارية والتي بيعت في الولايات المتحدة الامريكية قد صممت وبنيت من قبل شركة جينرال الكتريك (General Electric).

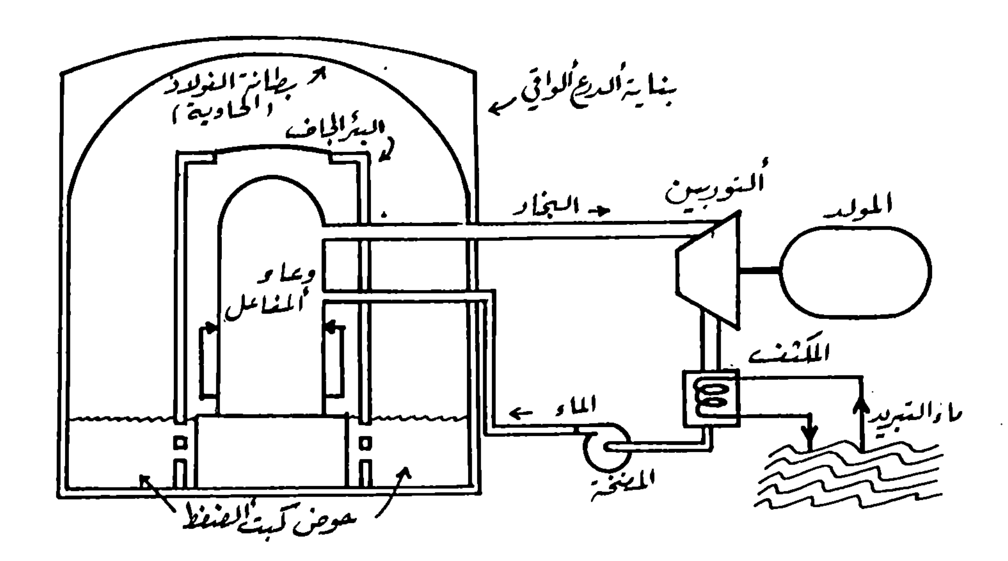
بضع نماذج من المفاعلات التي تستعمل الماء المغلي في انابيب الضغط قد اخذت بنظر الاعتبار حيث تم تصميمها وبناؤها في بعض الاماكن. بالاساس، هذه المفاعلات مشابهة الى مفاعل الكاندو (CANDU) الموصوف في الفصل السابع، والذي يستعمل انابيب الضغط التي يكون فيها المبرد مفصولا عن المهدىء. ان مفاعل الكاندو نفسه قد صمم لاستعمال الماء الخفيف المغلي كمبرد له. كذلك لمفاعل الماء الثقيل البريطاني المولد للبخار (الفصل السابع) يخضع لمثل هذا النظام (فصل مائع التبريد عن المهدىء). ان المفاعل الذي يتم انشاؤه الان في الاتحاد السوفيتي يستعمل تصميم انبوب الضغط للماء المغلي الا انه في هذه الحالة يستخدم الكاربون كمهدىء له.

منظومات مفاعل الماء المغلي الاساسية

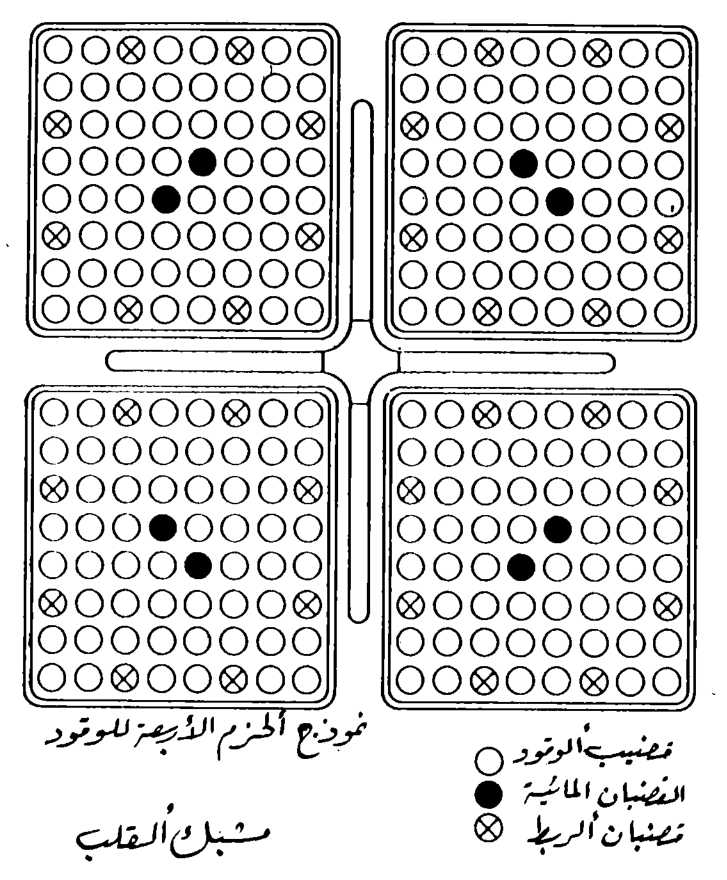
يتكون مفاعل الماء المغلي من عدد كبير من مجمعات الوقود حيث ان كل مجمع يمثل مصفوفة مربعة كما مشار اليه في الشكل ٦ـ٣. ولو ان الكثير من مفاعلات الماء المغلي تستعمل المصفوفة ٧×٧، الا ان الصنف الحديث (BWR/6) يستعمل المصفوفة ٨×٨، حيث تكون قضبان الوقود أنحف مما هي عليه في مجمعات الوقود القديمة، اما المقطع العرضي لحزمة الوقود الجديدة فهو مماثل الى المصفوفة ٧×٧. يكون قضيب الوقود مماثلا الى الذي تم وصفه في الفصل الخامس (شكل ٥ـ٢)، وان طوله الفعال لايقل عن ١٢ قدما (٣,٦ مترا). يكون لحزمة الوقود في مفاعل الماء المغلي غمد خارجي يحوي الحزمة كاملة وفائدته تقييد جريان الماء في هذه الحزمة من الوقود وهذا مالانجده في حزمة



شكل ٦ـ١ مخطط يبين ترتيب مفاعل الماء المغلي.
في مفاعل الماء المغلي، البخار المحرك للمولد التوربيني يتكون في وعاء المفاعل نفسه. يمر الماء في القلب، مكونا البخار الذي يرسل الى التوربين. الماء الذي لايزال في الحالة السائلة يدور في الوعاء خلال تأثير المضخات القاذفة «jet pumps» التي تحيط بالقلب



شكل ٦ـ٢ مخطط لمحطة قدرة مفاعل الماء المغلي.
البخار من وعاء المفاعل الماء المغلي يجري الى المولد التوربيني، بعد ذلك يكثف ويعاد كماء مغذي الى وعاء المفاعل.
الوعاء محفوظ في البئر الجاف الذي هو بالمقابل يكون ضمن المفاعل.



شكل ٦ـ٣ مركبات قلب مفاعل الماء المغلي

مشبك القلب

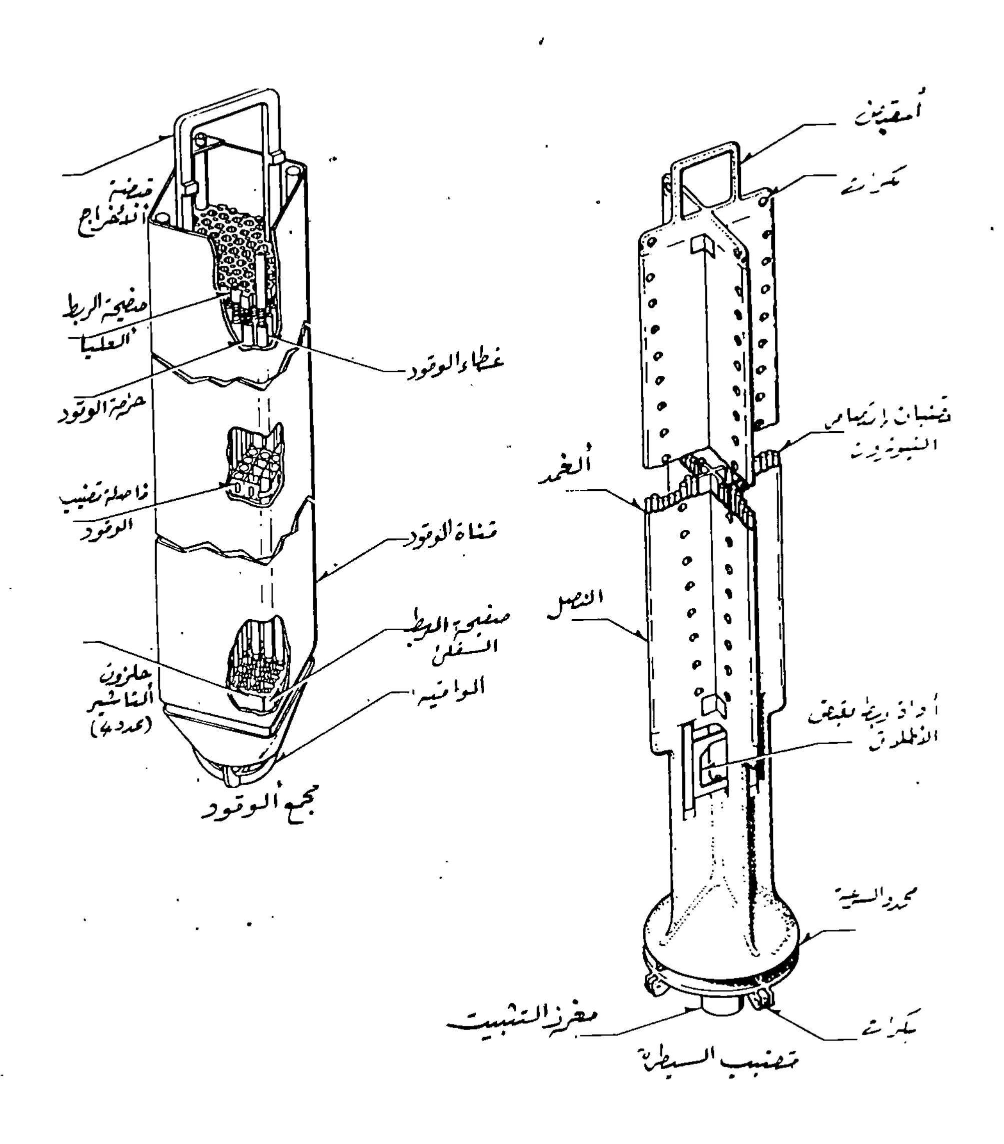
النموذج الاساسي لقلب مفاعل الماء المغلي هو عبارة عن مجموعة من اربعة حزم من الوقود، يرافقها مجمع السيطرة في النقطة التي عندها تلتقي هذه الحزم. لاحظ ان بعض المواقع في مجمعات الوقود تكون محجوزة لقضبان الربط الاخرى مشغولة بقضبان مائية تخدم لتستطيح القدرة في المجمع.

مجمع الوقود.

يتكون مجمع الوقود لمفاعل الماء المغلي من مصفوفة مربعة من قضبان الوقود، مجتمعة سوية من الاعلى والاسفل بواسطة صفائح التثبيت وفسحات داخلية، حيث انها محاطة بقناة الوقود. ان قعر المجمع يخدم لتنظيم الجريان خلال المجمع.

قضيب السيطرة

قضيب سيطرة مفاعل الماء هو مجمع من اربعة صفائح حاوية على قضبان ممتصة للنيوترونات. حيث يتم تحريكه من قعر وعاء المفاعل.



يتبع الشكل ٦ ـ ٣.

وقود مفاعل الماء المضغوط. ان الفتحة الموجودة في قعر حزمة الوقود تحدد معدل الجريان في مجمع الوقود المعين. ان استقرارية مجمع الوقود تتأتى نتيجة لصفائح الربط الـ ٦٤ في مجمع الوقود (٨×٨ موضع). (انظر المقطع العرضي لاربعة مجمعات كما هو موضح في الشكل (٦-٣). بالاضافة الى ذلك، يتم تنظيم المسافات بين قضبان الوقود داخل المجمع بواسطة مشبك معدني يسمى «Spacer». يمكن ان تحتوي المجمعات على قضبان مائية (اسطوانات فيها ماء بدلا من ثاني اوكسيد اليورانيوم UO_2 تعمل بمثابة مهدىء لحزمة الوقود. ان مفاعل الماء المغلي الكبير يحتوي على ٧٦٤ مجمعا للوقود وبعدد ٤٠ الى ٥٠ الف من قضبان الوقود، وحوالي ١٨٠ طن (١٦٠ طن متري) من ثاني اوكسيد اليورانيوم UO_2.

ان عنصر السيطرة الصليبي المقطع المستعمل في مفاعل الماء المغلي يكون محاطا باربعة حزم من الوقود كما مبين في الشكل ٦-٣. يحتوي عنصر السيطرة على قضبان متعددة مملوءة بكاربيد البورون حيث يحتوي كل من النصول (blades) المبينة على ربع قضيب وان حركة القضبان الطبيعية تتم من قعر المفاعل. ان هذه القضبان تخدم لغرض السيطرة على المفاعلية وكذلك تخدم في عملية تسطيح القدرة (Power flatening) حيث ان عملية السيطرة على المفاعلية تتضمن التنظيم البعيد الامد للسيطرة وكذلك لعملية الاطفاء السريع للمفاعل (التوقف المباشر للمفاعل). ان غليان المبرد في قلب المفاعل يؤدي الى تقليل كثافة المبرد وبالتالي تضعف عملية تهدئة النيوترونات مما يؤدي الى انخفاض قيمة كثافات القدرة في الجزء العلوي للقلب ولهذا السبب تصبح عملية تسطيح القدرة ضرورية. ان بعضا من قضبان وقود مفاعل الماء المغلي في كل حزمة وقود تمزج بسموم قابلة للاحتراق من اوكسيد الكادلينيوم (كادلينا) حيث انه يتواجد في جميع قضبان الوقود الجديد وانه يستهلك كليا خلال سنة واحدة من اشتغال المفاعل. ان احدى طرق السيطرة في مفاعل الماء المغلي تتم عن طريق التحكم في معدل جريان الماء في المفاعل. عند اعادة تحميل قلب مفاعل الماء المغلي بالوقود فأنه يتم رفع مجمعات الوقود الواقعة في منتصف القلب لتحل محلها المجمعات المحيطة بالقلب حيث المناطق المحيطة بالقلب يتم تحميلها بالوقود الجديد الذي يكون معدل تخصيبه ٢,٤٪ الى ٣٪. ان كمية التخصيب المائية حيث في هذه المناطق تكون كمية التخصيب اقل في الزوايا وقرب الفجوات المائية حيث في هذه المناطق تكون النيوترونات اكثر تأثراً بسبب انخفاض طاقاتها الى مستوى الطاقات الحرارية. ان الهدف الرئيسي من هذه العملية هو للحصول على توزيع مسطح للقدرة بصورة نسبية. ان معدل كثافة القدرة المتولدة في القلب هو حوالي ٥١ كيلوواط / لتر وان معدل جريان مائع التبريد يبلغ حوالي ١٠٥ مليون باوند في الساعة (١٣ كيلو غرام/ثانية) وان درجة حرارة الماء الداخل الى القلب تبلغ حوالي ٣٧٦ف° (١٩١ م°) وان درجة حرارة الماء الخارج من القلب تبلغ حوالي ٥٥٠ ف (٢٨٨م°)، حيث مثل هذه الظروف تؤدي بدرجة الوقود الى الوصول الى اقل من ٦٠٠ ف° (٣١٦م°). (انظر جدول ٦-١ لغرض معرفة مداليل مفاعل الماء المغلي).

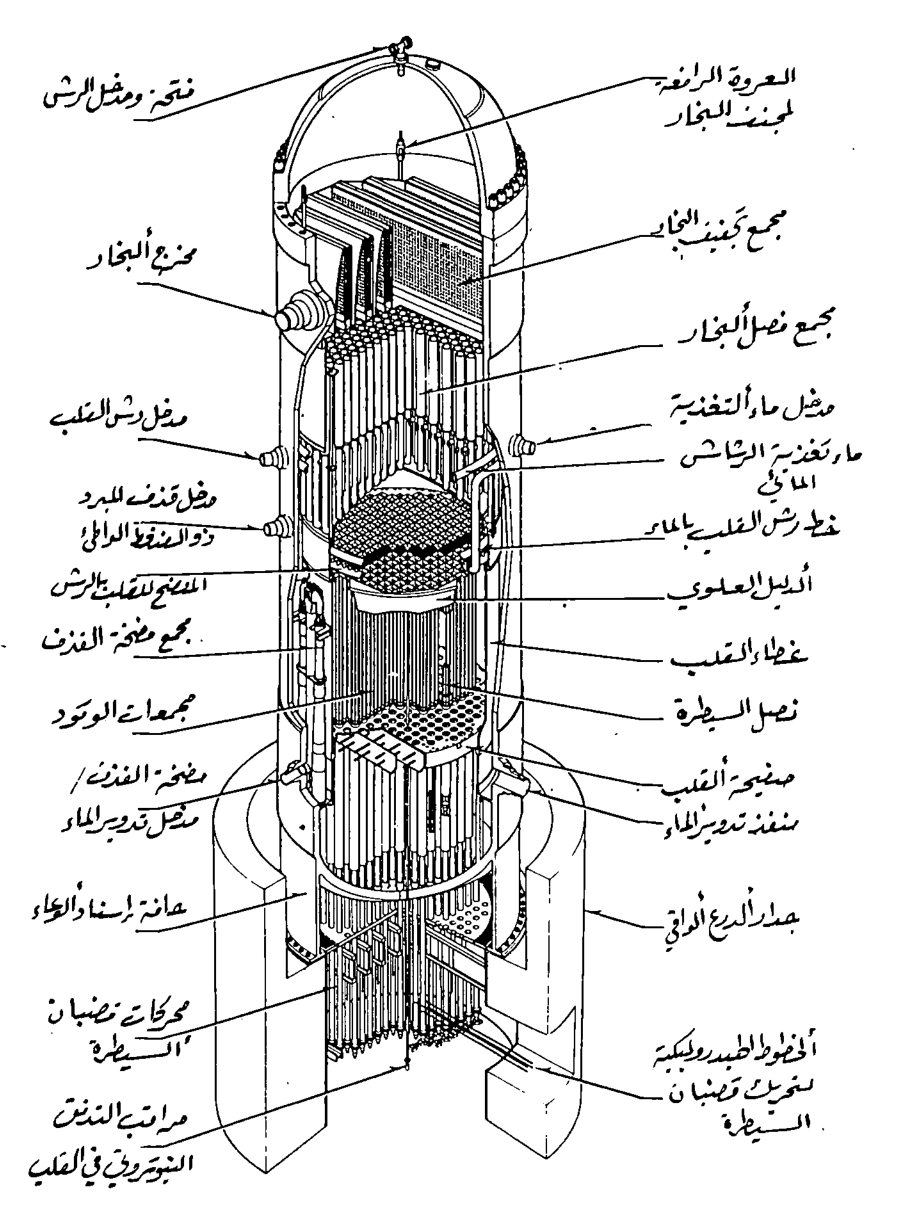
يحتوي الوعاء الفولاذي للمفاعل على قلب المفاعل والمعدات المرافقة كما مبينة في شكل ٦-٤. بالاضافة لاحتواء وعاء المفاعل على مجمعات الوقود فأنه يحتوي ايضا على مركبات نووية مثل قضبان السيطرة المتواجدة في قعر الوعاء حيث ان عملية تحريكها الى قلب المفاعل تتم من الاسفل. ان الجزء العلوي لوعاء المفاعل يمكن تحريكه لغرض خدمة عملية اعادة تحميل الوقود

وانه لايحتوي على معدات كبيرة. توجد فوق القلب فاصلات البخار والمجففات المشابهة الى مولدات البخار في مفاعل الماء المضغوط. ان ابعاد وعاء مفاعل الماء المغلي الحاوي على جميع هذه المعدات هي حوالي ٧٠ قدما (٢٢ مترا) ارتفاعا و٢١ قدما (٦ امتار) قطرا، وانه مصنوع من الفولاذ الكاربوني الذي سمكه ٦ الى ٧ انج (١٦ سم) ماعدا القمة المصنوعة من الفولاذ غير القابل للصدأ والذي سمكه ١/٨ انج (٣و٠سم). يتحمل الوعاء ضغطا اعلى بكثير من ١٠٠٠ باوند /انج مربع (٧ ميكاباسكال) عند درجات حرارة الاشتغال.

جدول ٦ـ١ الخصائص الممثلة لمفاعلات الماء المغلي

القدرة الحرارية للقلب	٣٥٧٩ ميكاواط حراري
كفاءة المحطة	٣٤٪
الطاقة الكهربائية الناتجة من المحطة (معدل)	١٢٢٠ ميكاواط كهرباء
قطر القلب	١٩٣ انج (٤,٩ متر)
الطول الفعال للقلب (او قضيب الوقود)	١٥٠ انج (٣,٨ متر)
وزن القلب (مجمعات الوقود)	٥٢٤٠٠٠ باوند (٢٣٨ ميكاغرام)
كثافة قدرة القلب	٥٤ كيلوواط / لتر
مادة غطاء الوقود	زركولي - ٢
قطرغطاءالوقود(القطرالخارجي)	٠,٤٨٣إنج (١,٢٣سم)
سمك غطاء الوقود	٠,٠٣٢ انج (٠,٨١ ملم)
مادة الوقود	ثاني اوكسيد اليورانيوم UO_2
قطر اسطوانة الوقود الصغيرة(pellef)	٠,٤١٠ انج (١,٠٤ سم)
ارتفاع اسطوانة الوقود الصغيرة(pellef)	٠,٤١ انج (١,٠٤ سم)
مصفوفة مجمع الوقود	٨×٨، مع قناة الوقود المحيطة بالمصفوفة
عدد مجمعات الوقود	٧٤٨
العدد الكلي لقضبان الوقود	٤٦٣٧٦
نوع قضيب السيطرة	«صليبي الشكل» قضبان السيطرة تولج من القعربين اربعة مجموعات من مجمعات الوقود
عدد قضبان السيطرة	١٧٧
كمية الوقود(ثاني اوكسيد اليورانيومUO_2)	٣٤٢٠٠٠باوند (١٥٥ ميكاغرام)
نسبة الوقود الى المبرد	٢,٧/٤ النصول الى الخارج، ٢,٥/١ النصول الى الداخل(بارد)
المبرد	الماء بحالتيه البخارية والسائلة

معدل جريان المبرد الكلية	١٠٤×١٠^٦ باوند /ساعة (١٣ ميكاغرام /ثانية)
ضغط المبرد	١٠٤٠ باوند/انج مربع (٧,٠ ميكا باسكال)
درجة حرارة المبرد(تصميم منظومة البخار)	٥٥١ فْ (٢٨٨مْ)
درجة حرارة الماء المغذي للمفاعل	٤٢٠فْ (٢١٦مْ)
معدل عامل النوعيةللمبرد (النسبةالمئويةلوزن البخار)	١٤,٧٠٪
معدل درجة حرارة غطاء الوقود	٥٧٩فْ (٣٠٤مْ)
درجةالحرارةالعظمى في مركزالوقود	٣٣٣٠فْ (١٨٣٢مْ)
معدل درجة حرارة الوقود الحجمية	١١٣٠فْ (٦١٠مْ)
عامل الذروة المحوري	١,٤ تقريبا
احتراق الوقود التصميم	٢٨٤٠٠ ميكاوات يوم/طن متري
تحليل الوقود الجديد	بمعدل ٢,٨٪ يورانيوم ـ٢٣٥ (تحميله القلب الاولية٧,١ـ١,٢٪يورانيوم ـ٢٣٥كمعدل
تحليل الوقود المحترق	٨,٠٪ يورانيوم ـ٢٣٥، ٦,٠٪بلوتونيوم ـ٢٣٩ ، بلوتونيوم ـ٢٤١
كمية الوقود اللازمة عند التحميل	بصورة تقريبية ربع الوقود في السنة الى ثلث الوقود في ١٨ شهراً
المدةاللازمةلتحميل الوقود	١٨٨ساعة، الكفاءة ١٠٠٪
سمك جدار الوعاء (النهاية الصغرى/النهايةالعظمى)	٥,٧ انج/٦,٤٦انج (١٤,٥ سم/١٦,٤ سم)
مادة الوعاء	منغنيز ـ موليبدوتيوم ـ نيكل فولاذ المادة الداخلية مغطاة ١/٨ انج من الفولاذ غير القابل للصدأ.
قطر الوعاء (من الداخل)	١٩قدم و١٠ انج(٦,٠ متر)
ارتفاع الوعاء	٧١ قدم (٢٢ متر)
وزن الوعاء (متضمنا الرأس)	١٩٥٠٠٠٠ باوند(٨٨٤٥٠٠ كيلوغرام)



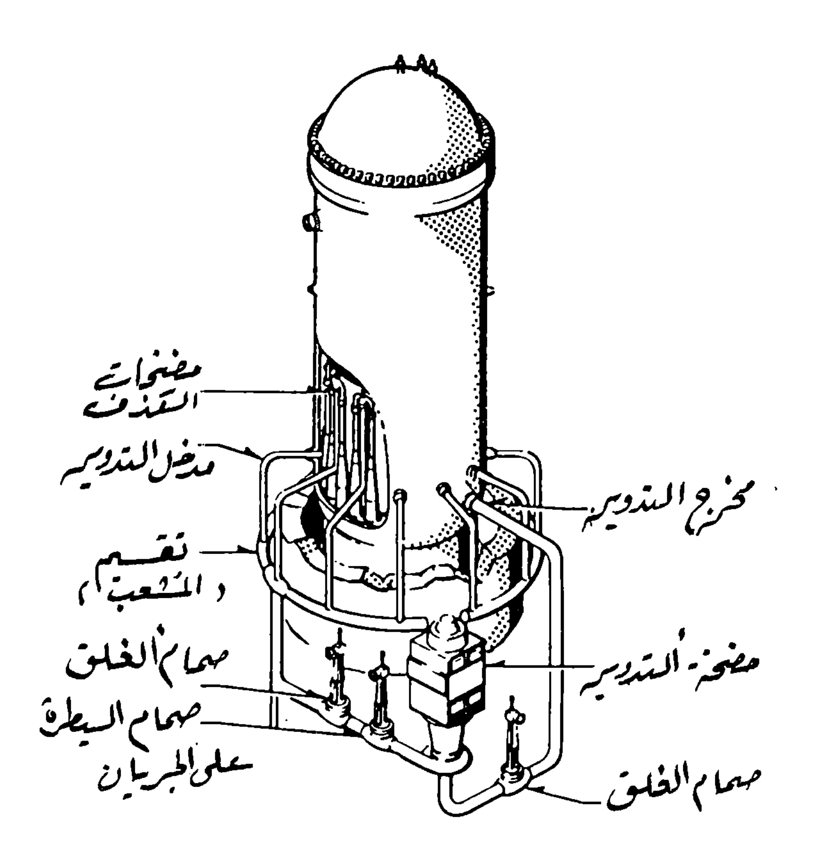
شكل ٦-٤ مجمع مفاعل لمحطة قدرة مفاعل الماء المغلي

يحتوي وعاء مفاعل الماء على مجمع القلب واجهزة لفصل وتجفيف البخار. يتولد هذا البخار نتيجة لجريان المبرد الى الاعلى خلال القلب وكنتيجة لرجوع السائل المتبقي خلال مسار خارج القلب وان قسما منه تسحب الى منظومة التدوير ومن ثم يتم ارجاعه خلال مضخات القذف ولانجاز عملية التدوير الكلي للماء ضمن وعاء المفاعل.

ان الماء يغلي في القلب ومن ثم يرتفع من خلال القلب كما هو مبين في شكل ٦ـ١. ان الضغط في منظومة مفاعل الماء المغلي يبلغ حوالي ١٠٠٠ باوند/انج مربع (٧ ميكاباسكال) حيث عند هذا الضغط يغلي الماء في درجة حرارة ٥٤٥ ف (٢٨٥مْ). ليس جميع الماء في قلب المفاعل يتحول الى بخار وانما حوالي ١٣٪ (وزنا) من المائع الخارج من القلب هو بخار وان البقية منه تذهب الى الاسفل خلال حلقة بين وقاء القلب (Shroud) ووعاء المفاعل، الى حيز تحت القلب. ومن ثم يمر المائع خلال القلب الى الاعلى.

يفصل البخار المتولد عن بقية السائل المتبقي بواسطة مجموعة فاصلات البخار التي تكون موضوعة فوق القلب، عند الحد الفاصل بين الحالة الغازية والحالة السائلة. يمر البخار الناتج من الفاصلات خلال مجمع التجفيف الذي يزيل النداوة (الرطوبة). يسري البخار المجفف الى خارج الوعاء، من خلال جدران بئر التجفيف وبناية المفاعل متجهاً الى المولد التوربيني. (على العكس من منظومة مفاعل الماء المضغوط، فان البخار الناتج من مفاعل الماء المغلي ـ القادم من القلب مباشرة ـ هو ماء مشع وذلك بسبب تواجد النيوتروجين ـ ١٦ بصورة اولية، والذي يمثل النظير الذي نصف عمره ٧ ثانية). يتم تكثيف البخار الناتج من التوربينات الى ماء يعاد ثانية الى وعاء المفاعل. ان الكفاءة الحرارية لمفاعل الماء المغلي تبلغ ٣٣٪.

ان مائع التبريد لمفاعل الماء المغلي يدور في وعاء المفاعل بدلا من ان يمر بدائرة خارجية حيث يتم هذا باستخدام مضخات قاذفة لضخ المبرد في الحلقة التي تقع خارج وقاء القلب (Shroud). ان المضخات القاذفة تمثل بصورة اساسية الفتحات الداخلة لمنظومتي التدوير الخارجية، حيث ان كل منظومة تحتوي على مضخة تدوير وكذلك صمامات وانابيب مرافقة لها كما مبين في الشكل ٦ـ٥. حوالي ثلث كمية مبرد القلب يتم ضخها من وعاء المفاعل بواسطة مضخات قاذفة خلال انبوب متشعب الفتحات حيث بهذه الوسيلة تتم عملية الجريان الحلقي ومن ثم يعرج الماء الى الاعلى الى داخل مجمعات الوقود المثقبة بصورة منفردة. ان عملية تدوير المبرد تخدم ايضا اغراض السيطرة في مفاعل الماء المغلي. عند تناقص معدل الجريان فان نسبة مئوية كبيرة من الماء ترتفع خلال القلب ومن ثم تتحول الى بخار مما يؤدي الى تقليل عملية تهدئة النيوترونات بصورة فعالة وبالتالي انخفاض معدل التفاعل وكذلك انخفاض قدرة المفاعل.



شكل ٦ـ٥ منظومة مضخة القذف لغرض تدوير المبرد.
الماء الخارج من فتحة التدوير يُضخ ثابتة الى وعاء المفاعل من عبر مضخات قذف متعددة لغرض تحريك المبرد ضمن وعاء المفاعل.

المنظومات المساعدة

ان مفاعل الماء المغلي يمتلك منظومات تعمل للسيطرة على كيمياء الماء وكبته في المفاعل وكذلك يمتلك منظومات ازالة حرارة الانحلال كما هو معمول به في بقية المفاعلات المبردة بالماء. سيتم التأكيد على الجوانب غير المألوفة بالنسبة لمفاعل الماء المغلي.

ان وظيفة منظومة تنظيف المبرد هي لازالة نواتج الانشطار، نواتج التآكل، والشوائب الاخرى من الماء الجاري المسحوب من خلال خط مضخة تدوير الماء وارجاعه من خلال خط تغذية الماء. يتم تنظيف الماء المبرد بواسطة وحدات تخليص الماء من المعادن باستخدام المصفية (filter

demineralizer units)، بالاضافة الى انجاز عملية التنظيف، فان هذه المنظومة تستعمل لازالة كمية الماء الفائض نتيجة لانخفاض كثافة المبرد (بسبب الغليان) عند رفع قدرة المفاعل الى الحد المقرر.

تتم عملية ازالة حرارة الانحلال بعد اطفاء المفاعل بواسطة ازالة الحرارة المتبقية والتي هي جزء من منظومة تبريد القلب عند الطوارىء.

من المنظومات الاخرى المختلفة لمفاعل الماء المغلي، والتي تقوم معظمها بتجهيز الخدمات الاساسية مثل القدرة لتشغيل الاجهزة ومركبات التبريد، ومنظومة السيطرة. اما المنظومة الوحيدة التي تعتبر غريبة على مفاعل الماء المغلي هي منظومة تنظيف وتبريد خزانة الوقود واحواض حاوية المواد المشعة (Containment). ان احواض حاوية المواد المشعة هي جانب متميز لمفاعلات الماء المغلي والتي تمت مناقشتها في المواضيع المتعلقة بتصاميم السلامة.

منظومات السلامة

يبين الشكل ٦-٦ رسما تخطيطيا لحاوية المواد المشعة المعروفة بالعلامة - III وكذلك بناية الدرع الواقعي لمفاعل الماء المغلي. يحفظ وعاء المفاعل والمعدات المرافقة له لمنظومة تبريد الماء وكذلك صمامات تنفيس الضغط المربوطة على الخطوط الرئيسية في بناية البئر الجاف الذي يفصل المفاعل عن البنايات الاخرى للمفاعل. ان كلا من جو البئر الجاف وجو حوض كبت الضغط هما في حالة تماس حيث ان حوض كبت الضغط بشكل حلقة تحيط بالبئر الجاف. في التصاميم الحديثة (شكل ٦-٦) يتكون البئر الجاف من الكونكريت، وان حوض الكبت يستند على ارضية بناية المفاعل بين بطانة حاوية المواد المشعة وجدران البئر الجاف.

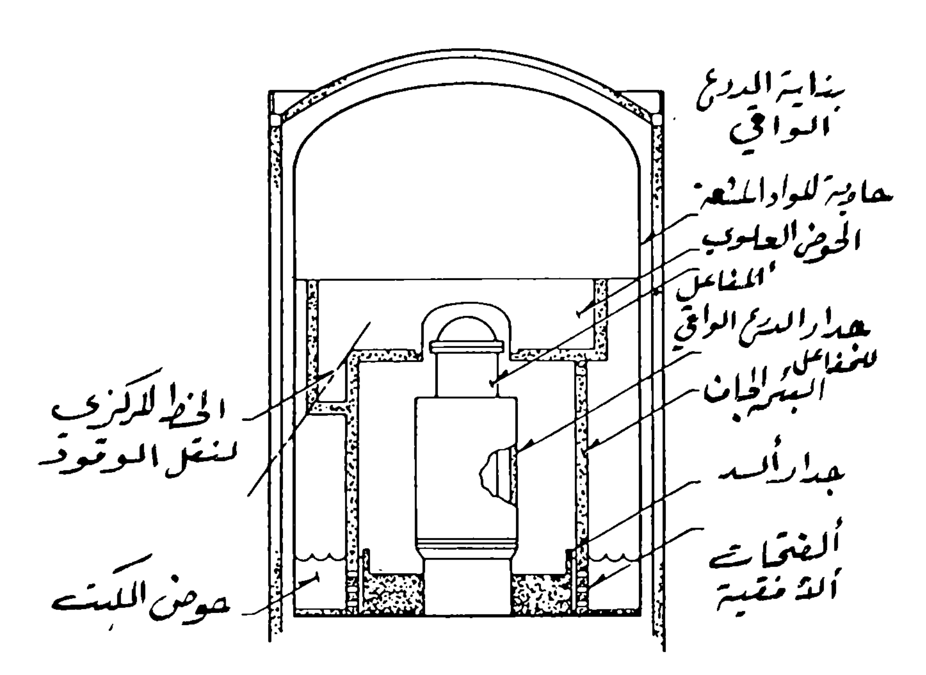
يرتبط حوض الكبت بداخل البئر الجاف من خلال مخارج افقية، حيث لايسمح له من تغطية ارضية البئر الجاف وذلك عن طريق «سد جداري» وان الجزء العلوي لحوض حاوية المواد المشعة يستقر على قمة البئر الجاف. في التصاميم المبكرة (شكل ٦-٧)، يتكون البئر الجاف من حاوية ابتدائية من الفولاذ، وحوض كبت الضغط (مع عدد كبير من الانابيب النازلة) والتي تكون محتواة في نتوء مستدير كبير مربوط بالبئر الجاف بواسطة بضع انابيب تصريف واسعة. في اية حالة، ان تسرب احتياطي مائع تبريد المفاعل الى داخل البئر الجاف يؤدي الى رفع الضغط، وبالتالي يؤدي الى ارغام المائع للدخول الى داخل حوض كبت الضغط، حيث يتم تكاثف البخار هناك وبالتالي تتم السيطرة على زيادة الضغط.

في التصاميم الحالية، ان ترس الحاوية الفولاذية يحيط بجميع المعدات لبناية المفاعل. ان الحاوية تكون بمثابة حاجزاً منيعاً لتحرر المواد المشعة وانها قد صممت لتتحمل درجات الحرارة والضغوط التي قد يسببها الحادث المفاجيء في حالة فقدان المبرد. ان بناية المفاعل المتكونة من الكونكريت المسلح تحيط بالحاوية، وان هذه البناية تُحِدُ بصورة اكثر من تحرر المواد المشعة وايضا تقي الحاوية من الضربات الخارجية الطقس، القذائف الحربية). ان ضغط الحلقة الموجودة بين

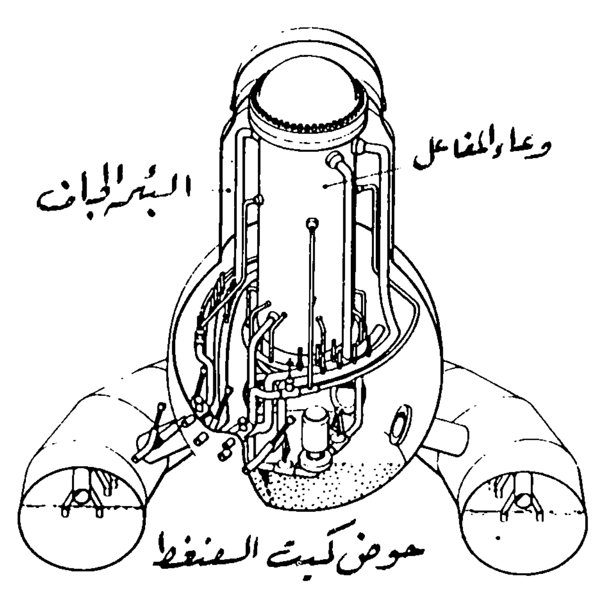
بناية المفاعل والحاوية يكون مخلخلا وان يصفى جو هذه الحلقة لغرض تخليصه من المواد المشعة العالقة.

هناك منظومات متعددة تخدم لاغراض السيطرة على الحالات غير الاعتيادية. في الحادثة التي بها لايمكن لقضبان السيطرة الولوج في الاماكن المخصصة لها، فأنه من الممكن ضخ سائل ماص للنيوترونات (حاوي على مركب البورون) الى داخل المفاعل لايقاف التفاعل المتسلسل. تتوفر منظومة ازالة الحرارة لتبريد القلب عند الحادثة التي يكون فيها البئر الجاف معزولا عن منظومة التبريد الرئيسية. ان منظومات ضخ مائع التبريد لغرض التعويض عن التناقص الحاصل في احتياطي مائع التبريد لها علاقة مع منظومات ازالة الحرارة لغرض التقليل او الحد من الأضرار التي يسببها الحادث.

ان الحالات غير الاعتيادية (الشاذة) المرافقة لمنظومة التوربين والحوادث المفاجئة للفقدان الفعلي لمائع التبريد قد يؤدي الى غلق خطوط البخار وكذلك خط تغذية الماء وبالتالي عزل وعاء المفاعل الذي هو ضمن البئر الجاف بصورة فعالة. تبدأ منظومة التبريد لعزل القلب في الحالة التي تكون فيها تغذية ماء وعاء المفاعل معطلة حيث تبدأ المنظومة بضخ الماء الى داخل المفاعل من احتياطي مائع التبريد المخصص لهذا الغرض من خلال توصيلات في اعلى وعاء الضغط. ان



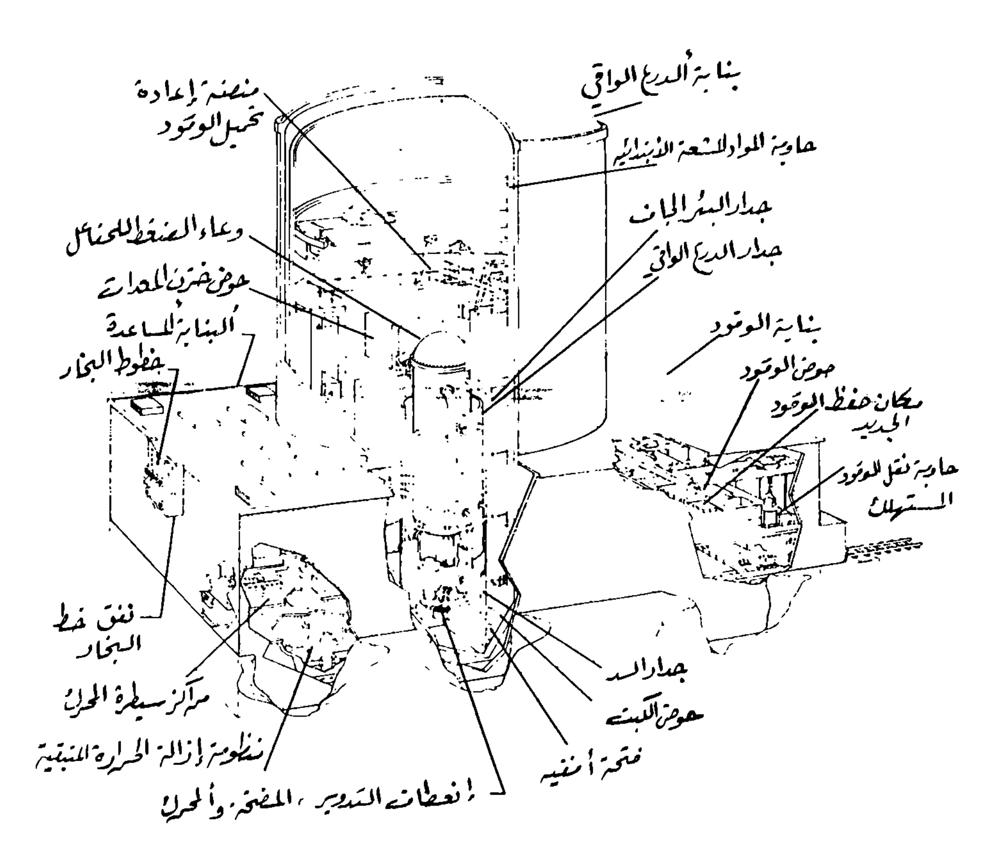
شكل ٦ـ٦ بناية حاوية المواد المشعة والدرع الواقي لمفاعل الماء المغلي علامة III.
ان وعاء مفاعل الماء المغلي هو ضمن البئر الكونكريتي الجاف، الذي هو في المقابل ضمن بناية المفاعل مع حاوية فولاذية. ان البئر الجاف محاط بحوض كبت الضغط الذي يتصل بداخل البئر الجاف من خلال فتحات افقية. يوجد، بالاضافة الى ذلك، حوض فوق المفاعل.



شكل ٦ـ٧ حاوية المواد المشعة الابتدائية لمفاعل الماء المغلي علامة I
في مفاعلات الماء المغلي القديمة، يكون وعاء المفاعل محاطا بالبئر الجاف، الذي يتصل من خلال انابيب مفتوحة ومنظومة المبرد النازل، مع حوض كبت الضغط المحفوظه في نتوء مستدير كبير. يكون التركيب الكلي للحاوية محفوظا في بناية المفاعل.

هذه المنظومة تعمل ضمن ضغوط اعتيادية حيث تقوم بسحب الماء من الاحواض التي تخزن بها البخار المتكاثف الخارج من التوربين، وكذلك البخار المتكاثف من منظومة ازالة الحرارة المتبقية، او من حوض الكبت في حالات اخرى.

هناك شبكة من المنظومات تقوم بتبريد القلب عند الطواريء وذلك لغرض التعويض عن الفقدان الذي يحدث في السائل المبرد اثناء الحادثة المفاجئة (LOCA)، انظر الى الشكل ٦ـ٩. ان عمل شبكة المنظومات يعتمد على الاشارات التحذيرية الصادرة والتي تشير الى انخفاض مستوى الماء في وعاء الضغط او تشير الى الضغط العالي في البئر الجاف او لكليهما. ان هذه المنظومات تتضمن منظومة الضخ ذات الضغط الواطيء، ومنظومة ازالة الحرارة المتبقية، ومنظومات رش القلب ذات الضغط الواطيء يمكن ان تستعمل لتبريد مجمعات الوقود (ساحبة الماء من حوض الكبت) او يمكن ان تبدأ منظومة الضخ ذات الضغط الواطيء لازالة الحرارة المتبقية (من حوض الكبت) او كليهما. منظومة ازالة الحرارة المتبقية يمكن ان تستعمل لتبريد حوض الكبت. كذلك يمكن لمنظومة ازالة الحرارة المتبقية ان تستخدم لازالة حرارة الانحلال تحت شروط الاطفاء الاعتيادي للمفاعل ومساعدة منظومة تبريد حوض الوقود المستهلك، ومنظومة تبريد اعلى حوض الحاوية.

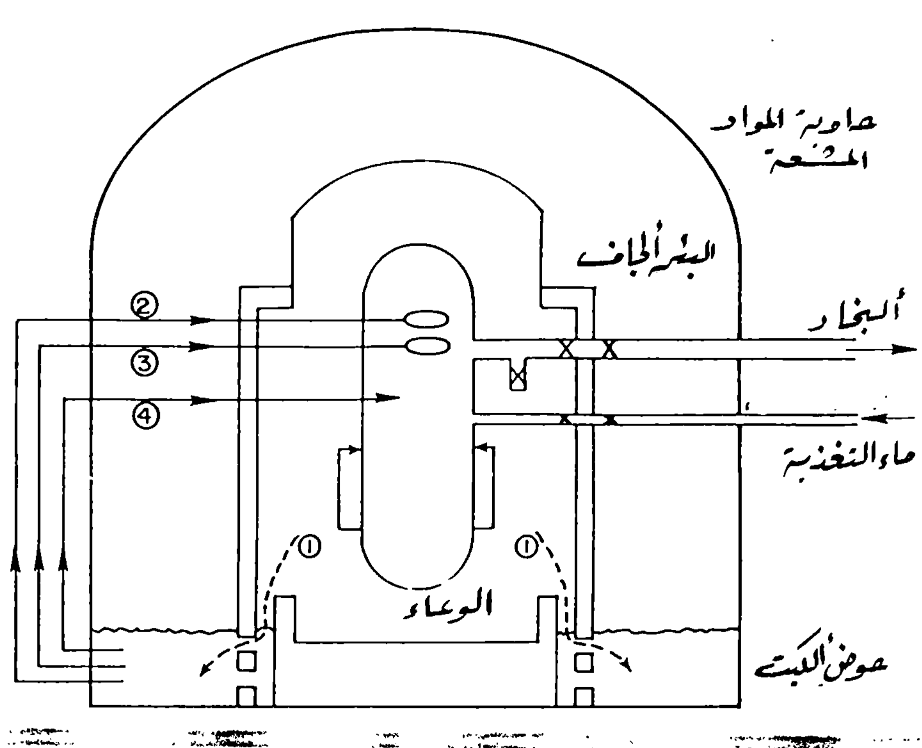


شكل ٦ـ٨ بناية مفاعل الماء المغلي

ترتبط بناية الوقود والبناية المساعدة مباشرة مع حاوية المواد المشعة وبناية الدرع الواقي لمفاعل الماء المغلي. وبناية التوربين غير مبينه في الشكل.

لقد صممت منظومات تبريد القلب عند الطواريء لتبريد القلب بصورة ملائمة وتحت شروط مناسبة. ان تجهيز الماء لمنظومات الضخ والرش يتم عن طريق حوض الكبت ولهذا فأن حوض كبت الضغط يعمل لتكثيف البخار لغرض السيطرة على ضغط الحاوية وكذلك لتجهيز احتياطي مائع التبريد عند الطواريء.

لاتختلف منظومات تبريد القلب عند الطواريء لمفاعل الماء المغلي عما هو عليه الحال في مفاعل الماء المضغوط، وذلك بسبب سهولة تحليل منظومات الرش لمفاعل الماء المغلي، الواقعة فوق القلب، بالمقارنة مع منظومات تبريد القلب عند الطواريء لمفاعل الماء المضغوط. ان الدراسة الخاصة بسلامة المفاعل (انظر الفصل الرابع) وبالرغم من وجود بعض الشكوك فان هذه الدراسة



وظائف تبريد القلب عند الطوارئ:

① الدفع بضغط عالي الى حوض كبت الضغط
② الرش بضغط عالي
③ الرش بضغط واطئ
④ دفع المبرد بضغط واطئ
(X الصمامات)

شكل ٦-٩ منظومات تبريد القلب عند الطواريء لمفاعل الماء المغلي.

منظومات متعددة جاهزة لتزويد القلب بالمبرد في حالة اخفاق منظومات مفاعل الماء المغلي الاساسية في اداء عملها عند الحادث. المنظومة الاساسية لتكثيف وجمع المبرد، والتي تحد من ضغط البئر الجاف، هو حوض كبت الضغط غير الفعال. بالاضافة الى ذلك، ان المنظومات الفعالة تجهز رش الماء في حالة الضغط العالي والواطيء ولدفع المبرد في حالة الضغط الواطيء.

لم تشر بصورة واضحة الخطورة لحالات مفاعل الماء المغلي او مفاعلات الماء المضغوط. بالاضافة الى ذلك، ان الدرس المستحصل من حادثة مفاعل براون فيري (Brown Ferry) عام ١٩٧٥ حيث ادى احتراق القابلوات الى فقدان احتياطي المبرد بصورة بطيئة قد بينت ان الظروف غير المتوقعة قد تطوق وتعيق عمل منظومات متعددة للسلامة.

يمكن ان تطبق الملاحظات الخاصة بمنظومات سلامة مفاعل الماء المضغوط (الفصل الخامس) على منظومات سلامة مفاعل الماء المغلي وبصورة متساوية. ان تواجد كل من النموذج المحافظ والنموذج الواقعي لعمل تبريد القلب ولاي منظومة مفاعلية يعزز الانتباه لغرض تأمين استقلالية منظومات السلامة لكي تكون جاهزة وعاملة بصورة سليمة عند الطواريء.

النيوترونية، استخدام الوقود، واشتغال المفاعل

النيوترونية واستخدام الوقود لمفاعل الماء المغلي مشابهة بكل معنى الكلمة، الى تلك التي في حالة مفاعلات الماء المضغوط، حيث يمكن للقاريء ان يراجع الفصل الخامس بهذا الموضوع. كما في مفاعل الماء المضغوط، يعتمد الاحتراق الفعلي في مفاعل الماء المغلي على كيفية اشتغال المفاعل. توجد في مفاعل الماء المغلي امكانية غير اعتيادية لتغيير القدرة الخارجة لتلبية الاحتياج من الطاقة الكهربائية وذلك عن طريق تغيير معدل جريان المبرد الذي بدوره يقوم بتغيير معدل التفاعل. لاتتوفر هذه الطريقة بتغيير القدرة في نماذج اخرى من المفاعلات. يختلف مفاعل الماء المغلي ايضا عن مفاعل الماء المضغوط من حيث ان له حجما اكبر للوقود لغرض تلبية القدرة المطلوبة. كنتيجة، انه ليس فقط في مفاعل الماء المغلي تكون كثافة القدرة اوطيء، لكن من الممكن ان يكون احتراق متشابه. من حيث ان هذه تبدو هي الحالة (فان مفاعل الماء المغلي قد صمم على ان يكون الاحتراق فيه بمقدار ٢٧٥٠٠ ميكاواات يوم /طن بينما يقابله من احتراق في مفاعلات الماء المضغوط ما مقدار ٣٢٠٠٠ ميكاواات ـ يوم /طن. ان هذا النظام متبع من قبل شركة جينرال الكتريك (General Electric)، حيث اشير الى حالة واحدة وممكنة في سلسلة عمليات اعادة تحميل الوقود لتبديل حوالي ثلث وقود القلب كل ١٨ شهرا. والاكثر من هذا، في المنظومات الجديدة (مفاعل الماء المغلي BWR/6 في الحاوية علامة III فان مدة اعادة تحميل الوقود قد حددت باسبوع واحد بينما تستغرق مفاعلات الماء المغلي الاقدم وقتا اطول لاعادة تحميل الوقود.

على العموم، اعادة تحميل الوقود يستلزم فتح البئر الجاف وازالة اعلى الوعاء وكذلك مجففات البخار وفاصلات البخار. يملأ مكان بئر المفاعل بالماء وان انبوب اعادة تحميل الوقود يربط هذا المكان مع امكنة خزن الوقود في بناية الوقود المتصلة ببناية الدرع الواقي (انظر شكل ٦ـ٨).

Bibliography — Chapter Six

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

APS-1975. H. W. Lewis et al., "Report to the American Physical Society by the Study Group on Light-Water Reactor Safety," *Reviews of Modern Physics,* vol. 47, supplement no. 1, p. S1 (1975).

Treats basic BWR systems, particularly their safety systems and related research.

"Final Environmental Statement, Perry Nuclear Power Plant," U.S. AEC report (April 1974).

Summary of environmental aspects of a BWR power plant.

"General Description of a Boiling Water Reactor," General Electric Company report (March 1976).

Summary of BWR systems and their operation.

GESMO. "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light-Water Cooled Reactors: Health, Safety, and Environment," 5 vols., U.S. NRC report NUREG-0002 (August 1976) (NTIS).

Describes environmental implications of recycling plutonium in LWRS.

WASH-1250. "The Safety of Nuclear Power Plants (Light-Water Cooled) and Related Facilities," U.S. AEC report WASH-1250 (July 1973) (NTIS).

Includes a summary of BWR systems.

WASH-1400. "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants," 9 vols., U.S. NRC report WASH-1400, NUREG-75/014 (October 1975) (NTIS).

Study of LWR safety, actually calculating the risk from reactor accidents.

Ybarrondo, L. J., Solbrig, C. W., and Isbin, H. S., "The 'Calculated' Loss-of-Coolant Accident: A Review,' American Institute of Chemical Engineers Monograph Series, no. 7 (1972).

Includes a brief description of BWR systems, including those related to LOCAs.

الفصل السابع

مفاعلات الماء الثقيل



الفصل السابع

مفاعلات الماء الثقيل

كبديل لاستعمال الماء الاعتيادي كمهدىء ومبرد للمفاعل الحراري يمكن اختيار الماء «الثقيل» لاحد او لكلا الغرضين (التهدئة والتبريد). لان الماء الثقيل يمتص اقل عدد من النيوترونات من الماء الاعتيادي، فأن المفاعلات المهدءة بالماء الثقيل (HWR) يمكن ان تصمم باستخدام اليورانيوم الطبيعي (0.7% من اليورانيوم ـ 235) كوقود. الاكثر من هذا، بسبب الامتصاص الاقل وبسبب ان الماء الثقيل الى حد ما يكون مهدئا اقل تأثيراً، فأنه من الملائم والمفيد ان تكون هناك مسافة اوسع بين حزم الوقود عما هو عليه في مفاعلات الماء الخفيف (LWR). ان هذا يقود الى امكانية تواجد قنوات وقود، سمكها بقدر سمك حزمة واحدة، مبردة بصورة منفردة، مع احاطة القنوات بمهدىء من الماء الثقيل. هذه هي الميزة الاساسية لمفاعلات الماء الثقيل (HWR_s) التجارية. مفاعلات الماء الثقيل هذه تستخدم الماء المضغوط (بخلاف تلك التي تستخدم الماء المغلي) في منظومة التبريد الابتدائي، لكي يكون مسار مبرد المفاعل ومنظومة التوليد مماثلا الى ماهو عليه في مفاعلات الماء المضغوط (بخلاف تلك التي تستخدم الماء المغلي) في منظولة التبريد الابتدائي، لكي يكون مسار مبرد المفاعل ومنظومة التوليد **مماثلاً** الى ماهو عليه في مفاعل الماء المضغوط (انظر شكل ١ ـ ٤ و ٥ ـ ١) ماعدا انه يحتمل ان يكون المبرد الابتدائي هو الماء الثقيل. هذه هي الحالة في المفاعل المعروض حاليا في السوق من قبل الطاقة الذرية الكندية، المحدودة (AECL)، الكاندو CANDU، الذي يعني مفاعل يورانيوم ـ ديتريوم الكندي». ستنصب معظم المناقشة في هذا الفصل على الكاندو «CANDU» بصورة خاصة الجديدة منها.

ولو ان مفاعلات الكاندو «CANDU» الحالية تستعمل الماء الثقيل، ليس فقط كمهدىء، لكن ايضا كمبرد، الا انه من الممكن ان يستعمل موائع اخرى مبردة. لقد اعتبر اثنان من هذه الموائع بصورة جدية، في كل من كندا ومكانات اخرى، وهما الماء الاعتيادي والمائع العضوي كمبرد علما بان الماء الخفيف اقل كلفة من الماء الثقيل. وان المواد العضوية يمكن ان تعمل على درجات حرارية اعلى، لتحسين الكفاءة الحراية لمحطة القدرة.

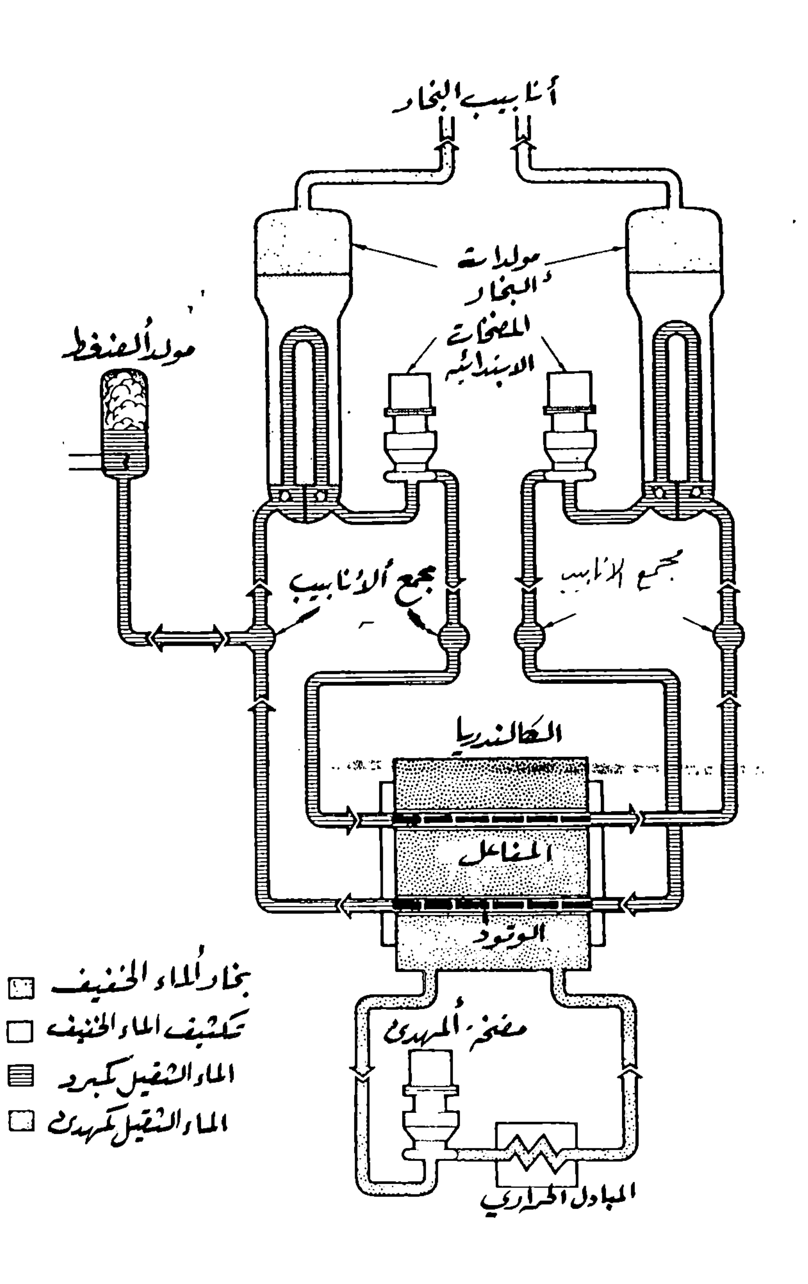
في السنوات الحديثة، جزء مهم من البرنامج النووي البريطاني قد تم توجيهه نحو تطوير «مفاعل الماء الثقيل المولد للبخار» SGHWR. مفاعل الماء الثقيل المولد للبخار يستعمل الماء الاعتيادي كمبرد في انابيب ضغط عمودية، مغمورة في الماء الثقيل الذي يعمل كمهدىء، حيث يسمح لغليان المبرد، وان البخار المتكون يتم فصله بواسطة اسطوانة البخار، التي منها يذهب الى التوربين، كما هو الحال في مفاعل الماء المغلي. تستعمل المنظومة كوقود لها، اليورانيوم المخصب بصورة طفيفة. بريطانيا قامت ببناء مفاعل الماء الثقيل المولد للبخار SGHWR كأساس لمنظومة القدرة النووية لها. مع ذلك، هذا الاختيار اعيد التفكير فيه مجددا.

منظومة مفاعل الماء الثقيل الاساسية

التميز المهم، بين مفاعل الماء الخفيف (LWR) ومفاعل الماء الثقيل (HWR) هو ان مهدىء الاخير الماء الثقيل نفسه. في كل من نموذجي المفاعل المذكور، الكاندو CANDU ومفاعل الماء الثقيل المولد للبخار SGHWR، يكون مشبك قنوات الوقود مغمرا في حوض الماء الثقيل المستعمل كمهدىء. يمر المبرد عبر القنوات ويمكن ان يكون هو الماء الثقيل نفسه، الماء الخفيف او بعض الموائع الاخرى، عبر قنوات في حالة مفاعل الكاندو الجاري، فان الماء الثقيل يستخدم كمبرد فيه. شكل تخطيطي لمفاعل الكاندو ومنظومة المبرد مبينة في شكل ٧ـ١ . لاحظ ان المائع في الدوائر الثانوية هو الماء الاعتيادي الذي يستخدم كمحرك للمولد التوربيني.

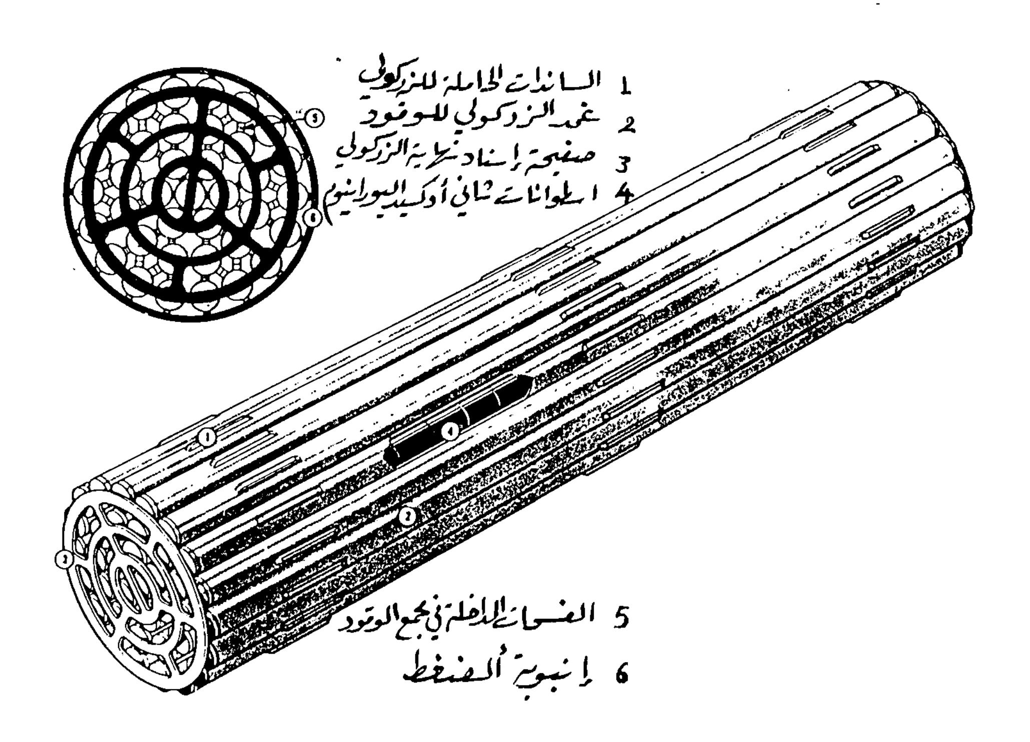
ان وقود مفاعل الكاندو (CANDU) يكون مماثلا الى وقود مفاعل الماء الخفيف (LWR) من حيث انه مصنع من اسطوانات صغيرة (pellets) من ثاني اوكسيد اليورانيوم المحفوظة في انابيب من الزركولوي الذي يعتبر كغطاء للوقود، والمثبت بشكل حزم. ان مفاعل الكاندو ذا القدرة ٦٠٠ ميكاواط كهرباء (MWe) يحتوي على ٤٥٠٠ حزمة من الوقود التي يكون فيها وزن ثاني اوكسيد اليورانيوم حوالي ١٠٠ طن (٩٠ميگاغرام). مع ذلك، في مفاعل الكاندو الحالي ان اليورانيوم يحتوي فقط على التكرير الطبيعي لليورانيوم ـ ٢٣٥ ، ٧و٠٪. مع ذلك، فان قضبان الوقود تكون مرتبة بشكل حزم، كما مبين في الشكل ٧ـ٢ ، والذي تكون بعض الشيء اصغر وابسط من التي هي عليه في حالة مفاعلات الماء الخفيف. ليس لهذه الحزم قطع غيار لغرض صيانة شكل القلب، وانما تتم عملية الصيانة بواسطة قنوات الوقود. عوضا عن ذلك حوالي ١٥ حزمة لكل يوم اشتغال للمفاعل، من دون اللجوء الى اطفاء المفاعل. هذه العملية لها فائدة من حيث انه لاتوجد ضرورة الى اطفاء المفاعل عند تحميل الوقود. مع ذلك، ان المردود الاكثر اهمية من وجهة نظر تصميم المفاعل هو انه توفر مادة ماصة قليلة للنيوترونات اثناء اشتغال المفاعل، وذلك لعدم وجود اختلافات كبيرة في احتراق الوقود وتكوين السموم الحاصلة من نواتج الانشطار اثناء دورة الوقود. ان هذا يقود الى نسبة تحويل اعلى وتحت بعض الشروط، لتحسين استخدام اليورانيوم بصورة مثمرة (انظر نهاية هذا الفصل).

الشكل ٧ـ١ يبين اثنين من قنوات الوقود فقط. في المفاعل الحقيقي، توجد مئات من القنوات، كل منها مع صف من حزم الوقود المرتبة الواحدة تلوه الاخرى. ان قنوات الوقود هذه تمر بصورة افقية خلال مشبك من الانابيب التي هي جزء من «الكالندريا» التي تحتوي على المهدىء (انظر شكل ٧ـ٣). ان هذا المهدىء، هو الماء الثقيل الذي يكون محفوظا تحت ضغط جوي واحد تقريبا، وذلك للاستغناء عن تصنيع وعاء ضغط كبير لمنظومة المفاعل. ان «الكالندريا» هي اسطوانة ذات حجم معقول قطرها حوالي ٢٥ قدم (٧,٦ متر) وطولها ٢٥ قدم (٧,٦ متر)، وان جدرانها مصنوعة من الفولاذ غير القابل للصدأ بسمك ١ انج (٢,٥ سم)، والنهايات بسمك حوالي ٢ انج (٥سم). ان انابيب «الكالندريا» تكون مصنوعة من مادة الزركالوي. المهدىء المتواجد في «الكالندريا» له منظومته الخاصة للتبريد (متضمنه مضختين ومبادلين حرارين) وذلك للمحافظة على درجة حرارة المهدىء الى حوالي ١٦٠ ف° (٧٠م°)، (انظر جدول ٧ـ١). يكون السرداب الحاوي على الكالندريا مملوءاً بالماء اثناء اشتغال المفاعل.



شكل ٧ـ١ مخطط لرسم بياني لمحطة القدرة الكاندو CANDU.

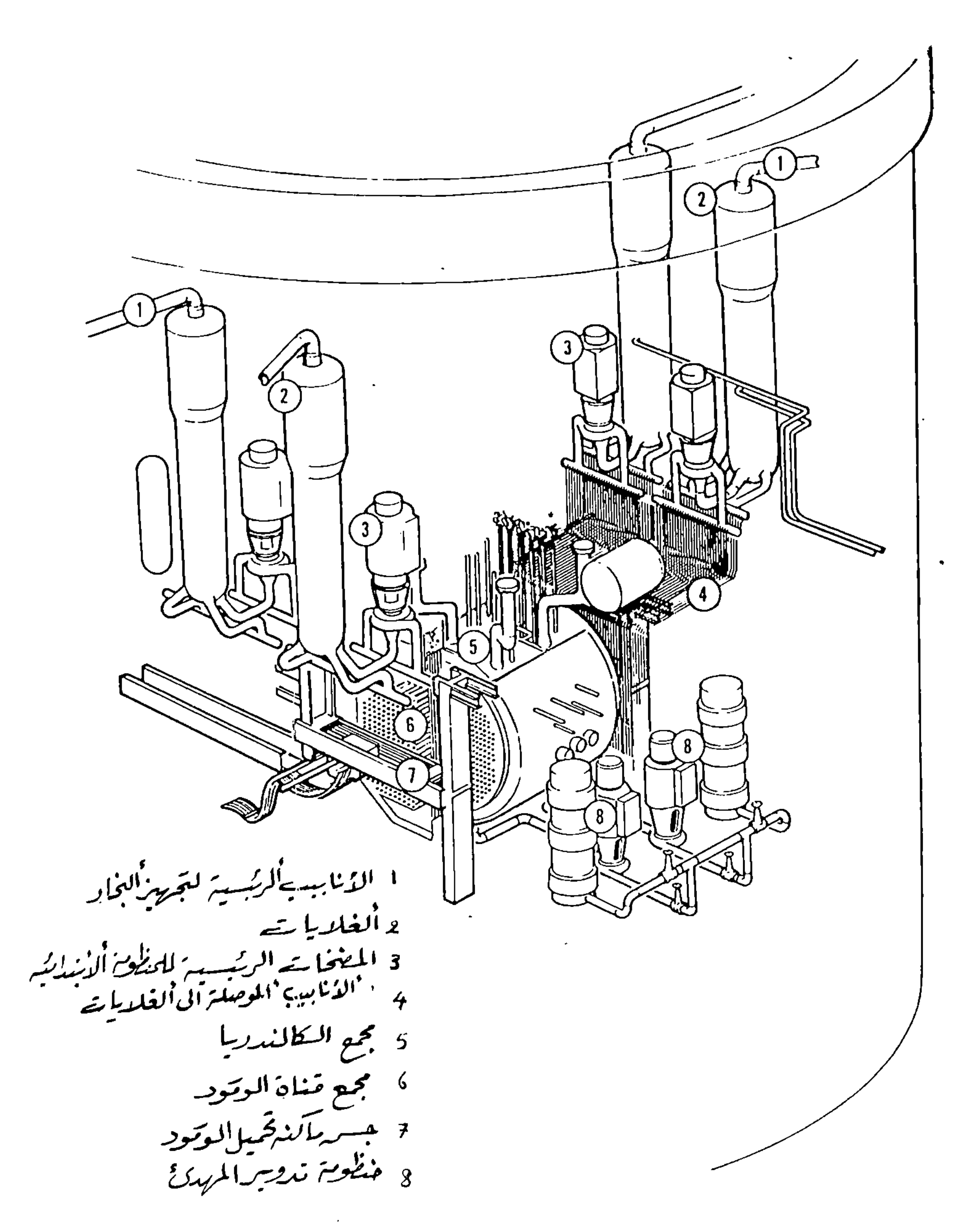
منظومات الكاندو الحالية هي بالأساس مفاعلات الماء المضغوط. قنوات الوقود المنفردة تمر خلال الكالندريا (calandria)، التي تحتوي على الماء الثقيل كمهدىء مع منظومة تدويره الخاصة. مبرد الماء الثقيل، من جهة اخرى، يجري من خلال قنوات الوقود ويولد البخار (من الماء الاعتيادي) في مولدات البخار.



شكل ٧-٢ حزمة الوقود لمفاعلات الكاندو

قضبان الوقود القصيرة للكاندو محزومة سوية وملحومة في صفحتين في نهايتي الحزمة. هذه الحزم مرتبة من النهاية الى النهاية بصورة افقية في قناة الوقود.

تكون منظومة المبرد الابتدائية في مفاعل الكاندو مماثلة الى منظومة التبريد الابتدائية في حالة مفاعل الماء المضغوط ماعدا ان وعاء الضغط قد استبدل بمشبك لمئات من انابيب الضغط المنفردة، كل منها مع مغذي في كل نهاية مؤديا الى حجر المضخات ومولدات البخار. انابيب الضغط المنفردة يمكن ان تفتح اثناء اشتغال المفاعل لغرض اعادة تحميل الوقود. لقد صنعت الانابيب من سبيكة الزركونيوم وانه يوجد بين انبوب الضغط وانبوبة الكالندريا المحيطة بهذه الانابيب حيز يحتوي على غاز. يكون الماء الثقيل كمبرد محفوظا تحت ضغط يبلغ حوالي ١٥٠٠ باوند /انج مربع (١٠ ميكاباسكال) وعند مروره خلال انابيب الضغط، فان درجة حرارته تصل الى ٥٩٠ ف° (٣١٠م°)، تحت درجة الغليان لذلك الضغط. يكون نموذج جريان المبرد الابتدائي نسبيا بسيطا: حيث المبرد الخارج من المضخة الابتدائية يمر خلال حجزة التوزيع الى انابيب



شكل ٧ـ٣ المنظومة الابتدائية لمفاعل الكاندو

قنوات الوقود المتعددة تمر من خلال الكالندريا المفاعل الكاندو. كل منها مربوطة من خلال انابيبها الخاصة بموصلات الى مضخة التبريد الابتدائية ومولد البخار. يوجد بالاضافة الى ذلك، منظومة تدوير وتبريد للمهدىء المتواجد في الكالندريا.

جدول ٧ـ١ الخصائص الممثلة لمفاعل الكاندو (ا)

الخاصية	القيمة
القدرة الحرارية للقلب	٢١٤٠ ميكاوات حراري
كفاءة المحطة	٢٨٪ (ا)
الطاقة الكهربائية الناتجة من المحطة	٦٠٠ ميكاوات كهرباء.
قطر القلب	٢٤٨ انج (٦,٣ متر)
طول القلب	٢٣٤ انج (٥,٩ متر)
وزن القلب (حزم الوقود)	٢٤٠٠٠٠ باوند(١٠٩ ميكاغرام)
كثافة قدرة القلب	١٢ كيلووات/لتر(المعدل في القلب ضمن الكالندريا)
مادة غطاء الوقود	زركولي
قطر غطاء الوقود(الخارجي)	٠,٥١٥ انج (١,٣١ سم)
سمك غطاء الوقود	٠,٠١٦انج (٠,٠٤ سم)
مادة الوقود	ثاني اوكسيد اليورانيوم UO_2
قطر اسطوانة الوقود الصغيرة(pellet)	٠,٤٧٨ انج (١,٢١ سم)
مصفوفة حزمة الوقود	٣٧ قضيب، مرتبة في دوائر متحدة المركزه
قطر المصفوفة (الخارجي)	٤انج (١٠ سم)
العدد الكلي للحزم	٤٥٦٠
العدد الكلي لقضبان الوقود	١٦٨٧٢٠
الكمية الكلية للوقود(ثاني اوكسيد اليورانيومUO_2)	٢١٠٠٠٠ باوند (٩٥ ميكاغرام)
انواع قضبان السيطرة	ممتصات للنيوترون متغيرة (حجر من الماء الخفيف)، ممتصات كاملة للضبط(مثل الفولاذ غير قابلة للصدأ، الاطفاء بواسطة القضبان المختصة او بواسطة زرق السم.
عدد قضبان السيطرة او الحجر	من ٤ الى ٢١ لكل نوع من الممتص.
المبرد	الماء الثقيل (سائل، زائدا بعض الحالة الغازية) <٩٥٪ D_2O(ماء ثقيل)
معدل جريان المبرد الكلي	٦٠×١٠^٦ باوند/ساعة (٧,٦ ميكاغرام/ثانية)
ضغط المبرد(في مدخل القناة)	١٦٠٢باوند/انج مربع (١١,١ ميكاباسكال)
ضغط المبرد(عند الخروج من القناة)	١٤٩٣ باوند/انج مربع(١٠,٣ ميكاباسكال)
درجة حرارة المبرد(عند الدخول)	٥١٢ فْ(٢٦٧ مْ)
درجة حرارة المبرد (عند الخروج)	٥٩٤فْ (٣١٢ مْ)
معدل عامل التوعية للمبرد	٣٪
المهدىء	ماء ثقيل، ٩٩,٧٥٪ D_2O (النسبة الجزيئية)
ضغط المهدىء	بصورة تقريبية يعادل ضغط الجو.
درجة حرارة المهدىء(عند الدخول)	١١٠ فْ (٤٣ مْ)
درجة حرارة المهدىء (عند الخروج)	١٦٠فْ (٧١ مْ)
خزين الماء الثقيل الكلي	١,٠٢×١٠^٦ باوند (٤٦٣ ميكاباسكال)
درجة حرارة الوقود العظمى	٣٨٣٢ فْ (٢١١٠ مْ)
درجة حرارة الغطاء العظمى	٦٨٤ فْ (٣٦٢ مْ)

عامل الذروة المحوري	١,٥
عامل الذروة الفطري	١,٢
مدة بقاء الوقود	٤٧٠قدرة كلية يوم(full-power days)
مدة بقاء الوقود	٧٠٠٠ يورانيوم - ٢٣٥
تحليل الوقود المحترق	٢,٠٪يورانيوم -٢٣٥، ٣,٠٪بلوتونيوم ٢٣٩ وبلوتونيوم - ٢٤١
كمية الوقود اللازمة عند التحميل	يكون التحميل مستمر وبصورة مباشرة (on -linr)
القطر الخارجي للكالندريا	٢٥ قدم (٧,٦ متر)
طول الكالندريا	٢٥ قدما (٧,٦ متر)
سمك جدار الكالندريا(الفولاذ غير القابل للصدأ)	٨/١ ١ انج (٣سم) سمك الجدران، ٢ انج (٥سم) عند النهايات.
عدد انابيب الكالندريا(زركولي)	٣٨٠
مصفوفة المشبك	مربع حيث المسافة بين مركزي مربعين (pitch) ١١انج (٢٨ سم).

منفردة، ثم يمر مرة واحدة في المفاعل، ثم خلال حجرة في المولد البخاري، ومن ثم خلال انبوب بشكل حرف U لمولد البخار الى المضخة الابتدائية. ان معدل الجريان (٦٠٠ ميكاواط كهرباء للكاندو) يبلغ حوالي ٦٠ مليون باوند /ساعة (٧,٦ ميكاغرام/ثانية). في مفاعل الكاندو الحالي (المسمى «مفاعل الماء الثقيل المضغوط» ولأسباب واضحة)، توجد اربعة مولدات بخار وكذلك مضخات، مزدوجة لكي تنجز نماذج الجريان المبينة في الشكل ٧-١ . يكون ضغط المنظومة محفوظا بواسطة مولد ضغط منفرد (Pressurizer)، مربوطا الى حجرات في مولدين للبخار.

المائع المبرد الثانوي في الكاندو هو الماء الخفيف. كما في اي محطة نووية بخارية، ان هذا البخار يقوم بتحريك التوربين، ثم يتكاثف، ثم يعود ثانية الى الغلايات (مولدات البخار) كماء مغذي. الكفاءة الكلية لمنظومة الكاندو تبلغ حوالي ٢٩٪ وهي اقل من معظم محطات القدرة النووية البخارية.

السيطرة على المفاعلية (reactivity) تتم باستخدام بضع منظومات، متضمنة ماصات السيطرة (Corntrol absorbers) لمنطقة الماء (الخفيف)، قضبان المص الصلبة، والسموم المضافة الى المهدىء. (في بعض النماذج القديمة، تتم السيطرة من خلال قضبان الوقود ذات التخصيب العالي، التي تؤدي بسحبها الى تقليل المفاعلية). في مفاعلات الكاندو الجارية، تتم السيطرة

أ - التصميم التفصيلي يتغير من مفاعل الى آخر. بصورة خاصة النماذج الحديثة تكون لها ابعاد مختلفة بصورة طفيفة، إحتراق وقود اعلى وكفاءة أعلى.

الرتيبة بواسطة منطقة الممتصات (Zone absorber) التي تتكون من حجيرات في القلب فيها الماء الخفيف، كممتص للنيوترون والتي يمكن ان توضع موضع الاستعمال. بالاضافة الى ذلك، بضع من قضبان السيطرة الميكانيكية (الحاوية على الكادميوم) تكمل هذه السيطرة ويمكن اسقاطها بتأثير الجاذبية لحسم القدرة بصورة سريعة. حوالي ١٤ من قضبان السيطرة المتوفرة والموضوعة في صفين والمتكونة من الكادميوم حيث تستخدم بصورة خاصة لاطفاء المفاعل. سيطرة المفاعلية الطويلة الامد وسيطرة المفاعلية في بداية التشغيل، على التوالي، تكون جاهزة بشكل مركبات البورون والكادلنيوم كمواد ماصة للنيوترونات في المهدىء. ختاما، يمكن الحصول على الشكل المطلوب لقدرة القلب بواسطة قضبان التسوية المصنوعة من الفولاذ غير القابل للصدأ بالاضافة الى ذلك، فان توزيع القدرة يمكن السيطرة عليه بصورة فعالة بواسطة اعادة تحميل الوقود بصورة متتالية، من حيث يمكن التعامل فقط مع انبوبة ضغط واحدة في كل مرة.

المنظومات المساعدة

ان المنظومات المتوفرة تقوم بانجاز وظائف خدمية مهمة للمنظومات الرئيسية، متضمنة كيمياء وسيطرة الحجم والتبريد عند اطفاء المفاعل. هذه المنظومات تكون مماثلة الى منظومات مفاعل الماء المضغوط (PWR) ماعدا الاختلافات المطلوبة لحالة فصل المبرد عن المهدىء.

ان منظومة تنظيف المهدىء تقوم بالسيطرة عل الشوائب وتتضمن القابلية على ازالة البورون والكادلنيوم التي هي سموم للنيوترونات. ان منظومة تنقية المبرد تأخذ الجريان من مخرج المضخة الابتدائية وترجعه الى مدخل المضخة، ان هذه المنظومة تستعمل التصفية والمبادل الايوني لازالة الشوائب. ان منظومة السيطرة الحجمية تكون مترابطة الى حد بعيد مع مولد الضغط ولها السعة الكافية لمعاملة جميع التغييرات في حجم المبرد المرافق للتغييرات في مستوى القدرة. بسبب الكلفة الباهضة للماء الثقيل (حوالي ١٠٠ دولار / كغم)، فان بناية المفاعل تحتوي على منظومات للجمع، التنقية، والمحافظة على نقاوة الماء الثقيل، لغرض التقليل في فقدان احتياطي الماء الثقيل.

منظومتان للتبريد خاصتان باطفاء المفاعل ترتبطان بالانابيب الداخلة الى المفاعل والخارجة منه، وتكونان بالاساس في حالة توازي مع المضخات الابتدائية ومولدات البخار. عندما يبرد المفاعل، فان هذه المنظومات، كل منها مع مضخة ومبادل حراري، تتولى بصورة تدريجية عملية التبريد الاضمحلالي. بصورة اولية، ان قوة الضخ خلال المبادلات الحرارية تتم من قبل المضخات الابتدائية، لكن، عند انخفاض درجة حرارة المبرد، فان مضخات الاطفاء تتولى هذه الوظيفة وتكون المضخات الابتدائية والمولدات البخارية معزولة في هذه الحالة.

منظومات السلامة

في الحالات غير الاعتيادية، انه اول فعل يتخذ هو اطفاء المفاعل. اذ هذا يتم باسقاط قضبان

السيطرة تحت تأثير الجاذبية. للحالات التي لايمكن ايلاج هذه القضبان، فان مفاعلات الكاندو المبكرة الصنع تمتلك وسيلة لتصريف المهدىء خارج الكالندريا الى حوض كبير. في المفاعلات الجارية (الحالية) هذه الفعالية قد عوض عنها بمنظومة الفعل السريع لضخ الكادلنيوم الى داخل المهدىء.

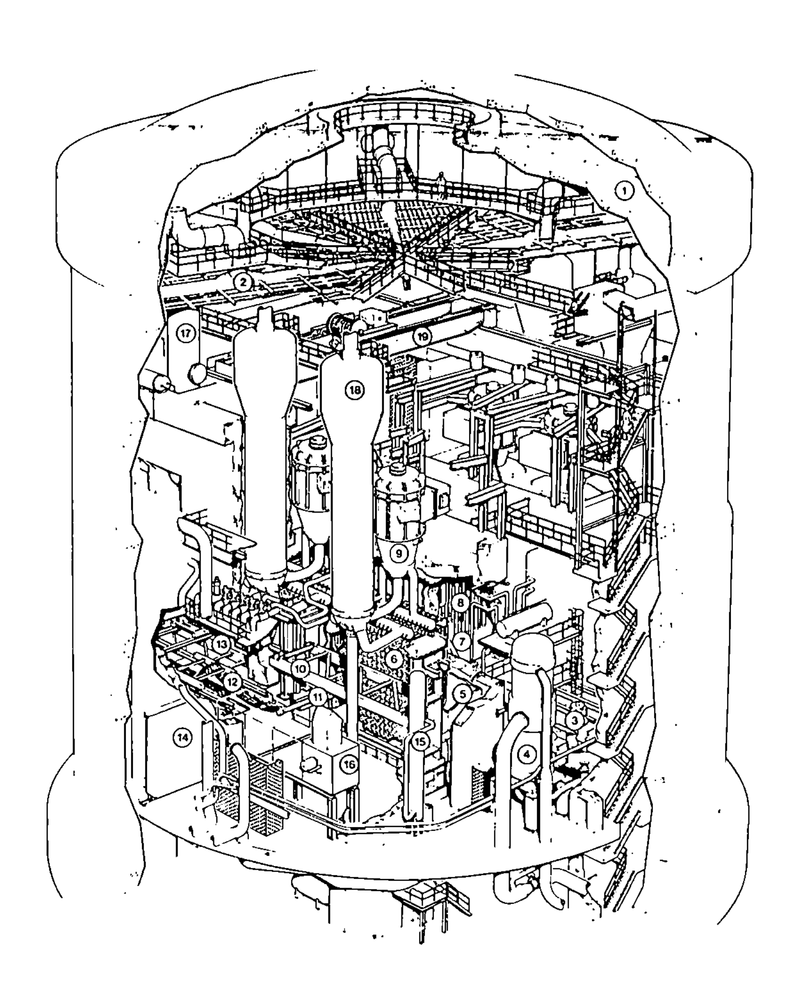
يمتلك مفاعل الكاندو منظومة تبريد القلب عند الطوارىء للسيطرة على فقدان المبرد في الحوادث المفاجئة. في حالة حدوث تشقق في منظومة تبريد المفاعل، فان الصمامات تنغلق لعزل المنظومة السليمة، وان الماء الخفيف من حوض الخزن (الحوض الغاطس في الماء) المبني في داخل سطح منظومة الحاوية للمواد المشعة يتم ضخه الى المنظومة المتشققة. تطرح الحرارة بصورة اولية خلال مولدات البخار. وعندما يفرغ حوض الخزن، فانه تتم اعادة الماء من قعر بناية المفاعل، مارا خلال المبادل الحراري، ومن ثم يعاد ضخه الى المنظومة المشققة. المهدىء في الكالندريا يجهز قسطا مستقلا من السعة الحرارية، وذلك عن طريق مزيل الحرارة المجهز مع المبادلات الحرارية في منظومة تدوير المهدىء.

تصميم العديد من انابيب الضغط له فائدة من حيث ان العطب الكلي في وعاء الضغط يصبح غير ممكن. من جهة اخرى، الحادثة المفاجئة الكبيرة لفقدان مبرد القلب لاتزال ممكنة الحدوث، لاجل المثال، قد يحدث تشقق في احد الحجر. مع ذلك، فان دائرة المبرد للحالة النادرة تبقى بصورة افتراضية سليمة. الاكثر من هذا، في الحالة النادرة جدا، عندما يفقد جميع المبرد وفي نفس الوقت تفشل منظومة تبريد المهديء يمكن ان يحمل حرارة كافية لمنع الانصهار الكلي للوقود.

ان تركيب حاوية المواد المشعة (Containment) (شكل ٧ـ٤) هو عبارة عن بناية من الخرسانة المسبقة الاجهاد مبطنة باللدائن (بلاستيك). ان منظوماتها الثانوية تتضمن منظومة الرش ومبردات الهواء لتقليل ضغط البناية. في بعض التصاميم، يكون الضغط داخل الحاوية اقل من ضغط المحيط الخارجي.

النيوترونية، استخدام الوقود، واشتغال المفاعل

ان مفاعلات الماء الثقيل لها فائدة متميزة على مفاعلات الماء الخفيف من حيث ان نسبة قليلة من النيوترونات تفقد بالامتصاص في مهدىء مفاعلات الماء الثقيل. تمتاز مفاعلات الكاندو بخاصية مفيدة هي اعادة تحميل الوقود اثناء اشتغال المفاعل (On - line). هذان التأثيران يمثلان اكثر العوامل اهمية في التصميم المسموح للمفاعل وبنسبة تحويل (CR) تقترب من ٠,٧٥ الى ٠,٨٠. في الحقيقة ان القيمة (1-CR) هي من ٠,٢٠ الى ٠,٢٥ وهذا يعني ان اشتغال الكاندو يتطلب كمية اقل استنفاذا للوقود مما هي عليه الحال في مفاعل الماء الخفيف والذي تكون فيه قيمة (1-CR) تساوي تقريبا ٠,٤٠. مع ذلك ان هذه الفائدة يمكن تحقيقها بصورة تامة اذا كان بالامكان استعادة المادة القابلة للانشطار في الوقود المستهلك ثانية. واذا كان الامر هكذا، فان استخدام الوقود في مفاعل الكاندو يمكن مقارنته مع مفاعل الماء الخفيف الذي يستخدم المادة



1 خزان ماء التغطيس
2 صمامات ماء التغطيس
3 مضخة المبرد
4 المبادل الحراري للمبرد
5 مجيرات الماء المغذي
6 واجهة المفاعل
7 المفاعل
8 ميكانيكية المفاعلية
9 مضخة نقل الحرارة الابتدائية
10 جسر ماكنة تحميل الوقود
11 عربة ماكنة تحميل الوقود
12 منحنى ماكنة تحميل الوقود
13 قفل صيانة ماكنة تحميل الوقود
14 قفل عربة صيانة ماكنة تحميل الوقود
15 شبكة الدرع الواقي لخزان التأخير للماء المبرد
16 قنطرة التبريد
17 مولد الضغط
18 مولد البخار
19 رافعة حمولتها 65 طن

شكل ٧ـ٤ بناية مفاعل الكاندو.

بناية المفاعل تحتوي على كل المنظومة الابتدائية لمفاعل الكاندو، وكذلك منظومات السلامة المختلفة ذات العلاقة. البناية نفسها هي من الكونكريت المبطن بالبلاستك.

القابلة للانشطار الناتجة من التكرير. يمكن تحقيق الامكانية الكاملة لمفاعل الكاندو فقط في حالة الاشتغال عندما يكون هناك اكتفاء ذاتي كما هو الحال في حالة الاشتغال على دورة وقود الثوربوم (انظر الفصل الرابع عشر).

ان الجدول ٧ـ٢ يشير الى الكيفية التي بها تستغل النيوترونات في مفاعل الكاندو نتيجة لامتصاص نيوترون حراري واحد في المادة القابلة للانشطار. كما هو الحال في مفاعل الماء الخفيف، فان عدد النيوترونات المنتجة في مفاعل الكاندو في كل انشطار هو حوالي نيوترونين سريعين الا ان مصيرهما النهائي يختلف عن الذي في حالة مفاعل الماء الخفيف (جدول ٥ـ٢). لاحظ ان نسبة التحويل (نسبة المادة القابلة للانشطار المنتجة الى المادة القابلة للانشطار المحطمة) تبلغ حوالي ٧٩, ٠ في مفاعل الكاندو. ان هذا ممكن لان ٢,١ نيوترون تنتج نتيجة لامتصاص نيوترون حراري واحد في المادة القابلة للانشطار وان اقل من ١, ٠ نيوترون تمتص من قبل المهدىء ومادة السيطرة وان هذه القيمة تناقض القيمة ٣, ٠ بالنسبة لمفاعلات الماء الخفيف (كما لوحظ في الفصل الخامس).

ان كمية المادة القابلة للانشطار في الوقود الجديد لمفاعل الكاندو هي ضغط ٧, ٠٪. ان الاحتراق التصميمي لوقود مفاعل الكاندو هو حوالي ٨٠٠٠ ميكاواط ـ يوم/طن وهو اقل بكثير مما هو عليه الاحتراق في مفاعلات الماء الخفيف. ان كمية المادة القابلة للانشطار في الوقود المحترق لمفاعل الكاندو تبلغ حوالي ٥, ٠٪ وان اكثر من نصف المادة القابلة للانشطار المتبقية في الوقود المستهلك هو من البلوتونيوم. من حيث ان كمية اليورانيوم لطيلة عمر مفاعل الكاندو (١٠٠٠

جدول ٧ـ٢ النيوترونيه التقريبية لمفاعل لكاندو (دورة متزنة)
بصورة تقريبية ينتج ٢,١ نيوترون سريع بعد امتصاص نيوترون واحد من قبل المادة القابلة للانشطار ويكون مصيرها كالاتي:

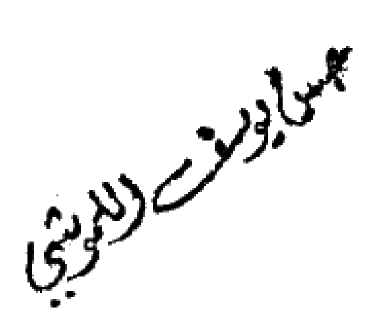
٧٩,٠(أ) تقتنص من قبل المادة المخصبة، مؤدية الى انتاج مادة قابلة للانشطار
١ يمتص من قبل المادة القابلة للانشطار (التي منها ينتج ٨,٠ في الانشطار)
٠,٠٢ يمتص من قبل الماء الثقيل
٠,٢٢ يمتص من قبل المواد الداخله في تركيب القلب ونواتج الانشطار
٠,٠٦ يمتص من قبل مواد اخرى، متضمنا سموميات السيطرة.
٠,٠٤ تفقد بسبب التسرب

أ. وعليه فان نسبة التحويل هي ٠,٧٩ لهذه المنظومة. مع ذلك، هذه النسبة العالية لم يحصل عليها في مفاعل الكاندو، النسبة النموذجية هي من ٠,٧٠ الى ٠,٧٥.

ميكاوات كهرباء) هي حوالي ٤٢٠٠ طن من U_3O_8[1] في دورة الوقود المعلنة (انظر جدول ١٠-١)، وان هذا سوف يحسم بمقدار النصف للبلوتونيوم الذي سيعاد تكريره. مع ذلك، فان كمية جدا كبيرة من المادة يجب ان تعامل وتصنع، حيث من الناحية الاقتصادية، يوجد محفز جدا قليل لتكرير البلوتونيوم في مفاعل الكاندو عما هو عليه في مفاعل الماء الخفيف.

في الحقيقة ان مفاعلات الكاندو تُحَمَّلْ بالوقود بصورة مستمرة ولهذه العملية فائدة بالنسبة لعملية ادارة الوقود. لم يتخذ اي قرار فيما اذا كانت هناك ضرورة لوضع منهاج لعملية تحميل الوقود حتى ولو كان الوقود لم يبلغ القيمة التصميمية لاحتراقه. ان تحميل الوقود يمكن ان يتم حسب الحاجة، ليكون بالامكان استخلاص اكبر كمية ممكنة من الطاقة في عملية استغلال الوقود. بالمناسبة، ان ماكنة تحميل الوقود تعمل كأداة للسيطرة على المفاعلية وذلك بزيادة محتوى المادة القابلة للانشطار بصورة دقيقة عندما يتطلب الامر. ان اعادة تحميل الوقود اثناء اشتغال المفاعل يحتمل ايضا بان يقلل الخسارة بالزمن نتيجة للخزن او النقل الا ان مردود هذا الحسم بالزمن غير واضح من حيث انه اثناء اطفاء المفاعل وعند اعادة تحميل الوقود فان العملية الخدمية لانواع اخرى من محطات القدرة النووية قد تتم بطرق اخرى. ان العملية السلبية في حالة تحميل الوقود اثناء اشتغال المفاعل هو صعوبة التفتيش لمراقبة تحول المواد النووية (انظر الفصل الثاني عشر).

من حيث التصدي للناحية الاقتصادية المذكورة اعلاه، يمكن ملاحظة عاملين اخرين، هو انه في الحقيقة ان مفاعلات الكاندو لاتتطلب يورانيوم مخصب وهذا العامل يقلل من كلفة دورة الوقود لمفاعل الكاندو بالمقارنة لما هو عليه في مفاعلات الماء الخفيف اما العامل الثاني فهو الحاجة لخزن مليون باوند من الماء الثقيل (٤, ٠ ميكاغرام/ ميكاوات كهرباء) وهذا يتم في بداية تشغيل المحطة مما يؤدي الى رفع الكلفة الاولية للقدرة. ان هاتين الخاصيتين لمفاعل الكاندو توازن احداهما الاخرى.



---

(١) بافتراض ان كمية الاحتراق تبلغ ٩٦٠٠ ميكاوات ـ يوم / طن الا ان هذا الهدف لم يتحقق في الوقت الحاضر.

Bibliography — Chapter Seven

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

AECL-1973. "CANDU Nuclear Power Station," Atomic Energy of Canada Limited publication PP-15 (October 1973).

A general description of the CANDU nuclear power system (superseded by AECL-1976).

AECL-1976. "CANDU 600 Station Design," Atomic Energy of Canada Limited publication PP-28 (May 1976).

A general description of AECL programs, of the development of the CANDU; includes parameters for the current 600 MWe version.

EPRI NP-365. "Study of the Developmental Status and Operational Features of Heavy Water Reactors," Electric Power Research Institute report EPRI NP-365 (February 1977) (NTIS).

Study of the status and features of HWRs, particularly as they may pertain to the U.S. nuclear power program.

Foster, J. S., and Critoph, E., "The Status of the Canadian Nuclear Program and Possible Future Strategies," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 2, p. 689 (1975).

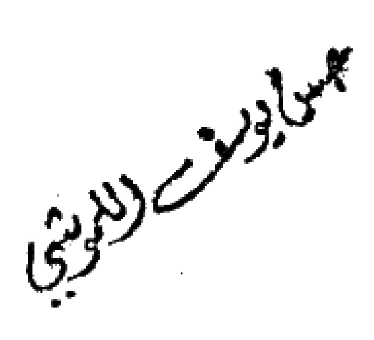
Describes Canada's current and future use of CANDU reactors.

McIntyre, H. C., "Natural-Uranium Heavy-Water Reactors," *Scientific American*, vol. 233, p. 17 (October 1975).

An elementary summary of the features of CANDU reactors.

Till, C. E., et al., "A Survey of Considerations Involved in Introducing CANDU Reactors into the United States," Argonne National Laboratory report ANL-76-132 (January 1977) (NTIS).

Considers the issues involved in a decision whether to utilize CANDU-type reactors in the United States, including licensing and economic questions.



متاح للتحميل ضمن مجموعة كبيرة من المطبوعات من صفحة

مكتبتي الخاصة

على موقع ارشيف الانترنت

الرابط

https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

الفصل الثامن

المفاعلات الحرارية
المبردة بالغاز

متاح للتحميل ضمن مجموعة كبيرة من المطبوعات من صفحة
مكتبتي الخاصة
على موقع ارشيف الانترنت
الرابط
https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

الفصل الثامن

المفاعلات الحرارية المبردة بالغاز

يعتبر الكاربون كمهدىء بديل للهيدروجين في المفاعل الحراري. كما ملاحظ في الملحق ـ ب ان الكاربون الذي عدده الكتلي ١٢، تتطلب النيوترونات اصطدامات اكثر لتبطئتها عند استخدام الكاربون كمهدىء عوضا عن الماء (انظر «قدرة التبطئة» في الجدول ب ـ ١)، وهذا يعني ان الكاربون يمتص قسما اصغر من النيوترون بالمقارنة مع الماء. ان نسبة التهدئة (التي هي مقياس لقدرة التبطئة بالنسبة للأمتصاص) للكاربون هي احسن من نسبة التهدئة للماء الخفيف، حيث ان تصميم المفاعل الذي يحتوي على كتلة كبيرة من الكاربون له وقع تأثيري كبير من الناحية النيوترونية. ان استخدام الكاربون كمهدىء قد اعتبر في منظومات مفاعلية متعددة حتى في المفاعلات المبكرة الصنع، التي تستخدم اليورانيوم الطبيعي كوقود. في معظم الحالات التي تستخدم الكاربون كمهدىء للمفاعل فان مائع التبريد لهذا المفاعل يكون غازاً وان هذا لايعني بالضرورة وجوب استخدام المبرد كغاز حيث ان العديد من المفاعلات الروسية المهدئة بالكاربون تستخدم الماء المحصور بانابيب ضغط كمبرد، كذلك ان مفاعل التوليد ذا الملح الذائب (الفصل الرابع عشر) يستخدم محلول ملحي لغمر الكاربون فيه.

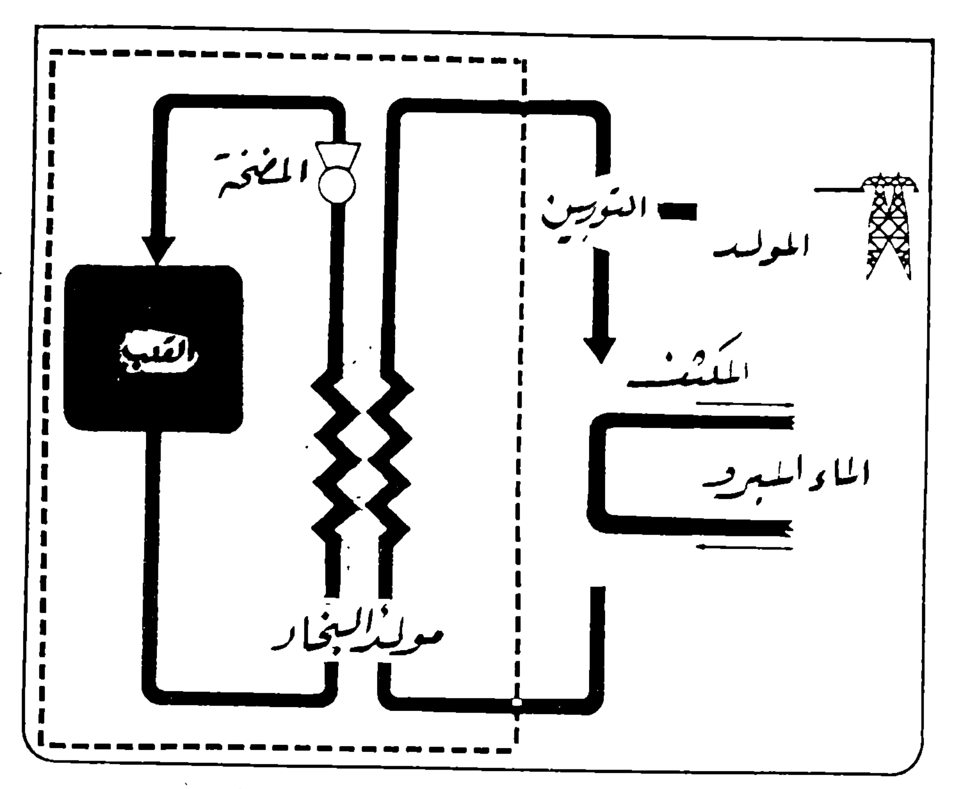
هناك عدد من محطات القدرة النووية التجارية صممت لتعمل على اساس الكاربون كمهدىء والغاز كمبرد. لقد تم بناء عدد من المفاعلات المبردة بغاز ثاني اوكسيد الكاربون في بريطانيا العظمى حيث ان هذا المفاعل الغازي المتطور (AGR) يعتبر كبديل لمفاعل SGHWR (الفصل السابع). قامت شركة جينرال اتوميك (The General Atomic Company) في الولايات المتحدة الامريكية ببناء مفاعل مبرد بالغاز تبلغ قدرته ٣٣٠ ميكاواات كهرباء، الا ان الانواع التجارية الكبيرة منه قد تم سحبها من السوق عام ١٩٧٦. كذلك قد تم بناء مفاعل مماثل في المانيا وقوده كرات صغيرة (الفصل الرابع عشر). ان هذا النوع من المفاعلات يمتاز بالكفاءة العالية نتيجة لاستخدام المبرد الغازي ذي الدرجة الحرارية العالية وكذلك استخدام التوربين الغازي ذي الدورة المباشرة. علاوة على ذلك، فان الرغبة هي البحث عن منظومات نووية ذات انتشار محدود (انظر الفصل الثاني عشر والرابع عشر).

ان المفاعل المعروض من قبل شركة جينرال الكتريك (The General Electric Company) يقدم فرصة جيدة للمفاضلة بين ميزات المفاعلات المبردة بالغاز. ان هذا المفاعل المسمى بمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز (HTGR) يستعمل الهليوم كمبرد وان قلب المفاعل يتكون من مجاميع الكاربون المكدسة متضمنا مناطق صغيرة تحتوي على وقود اليورانيوم ـ ثوريوم. ان عملية انتقال الحرارة في هذا المفاعل تكون مماثلة الى ما هو عليه في مفاعل الماء المضغوط (انظر الشكل ٨ ـ ١)، ماعدا ان منظومة التبريد الابتدائية في مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز تحتوي على غاز

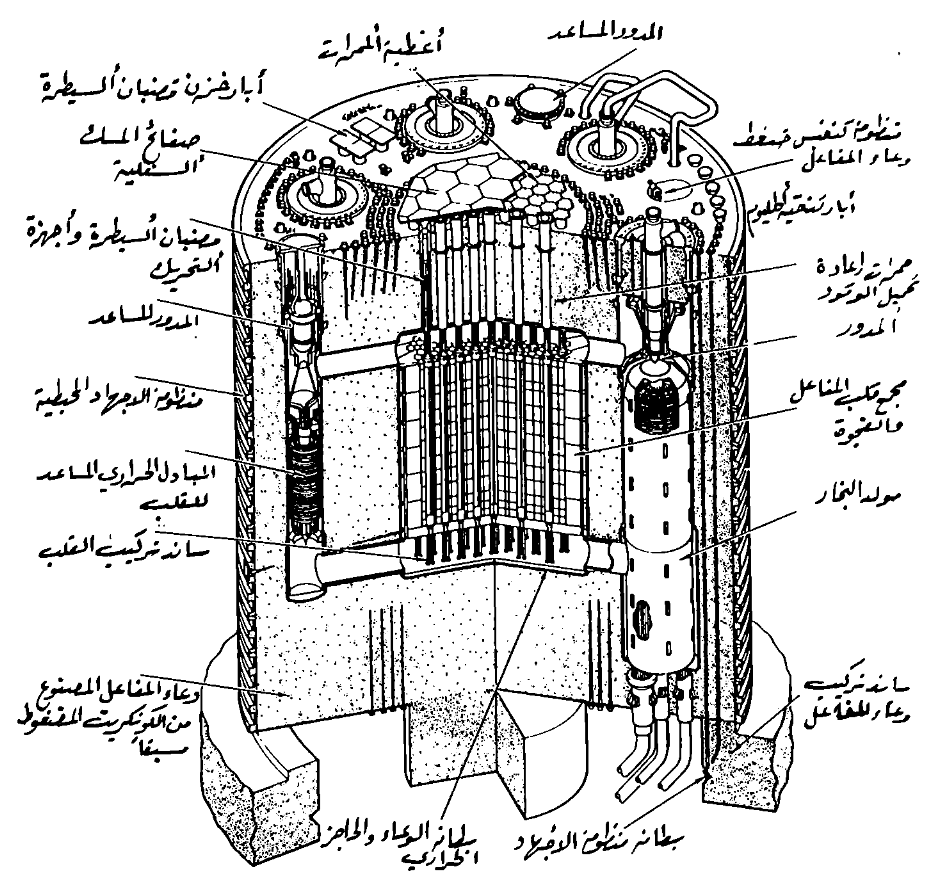
الهليوم كمائع للتبريد بدلا من الماء وان قلب المفاعل يتكون من مجاميع الكاربون المكدسة بدلا من قضبان الوقود المعدنية وان التفصيلات الخاصة بهذه المفاعلات ستبين في هذا الفصل.

المنظومات الاساسية لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز

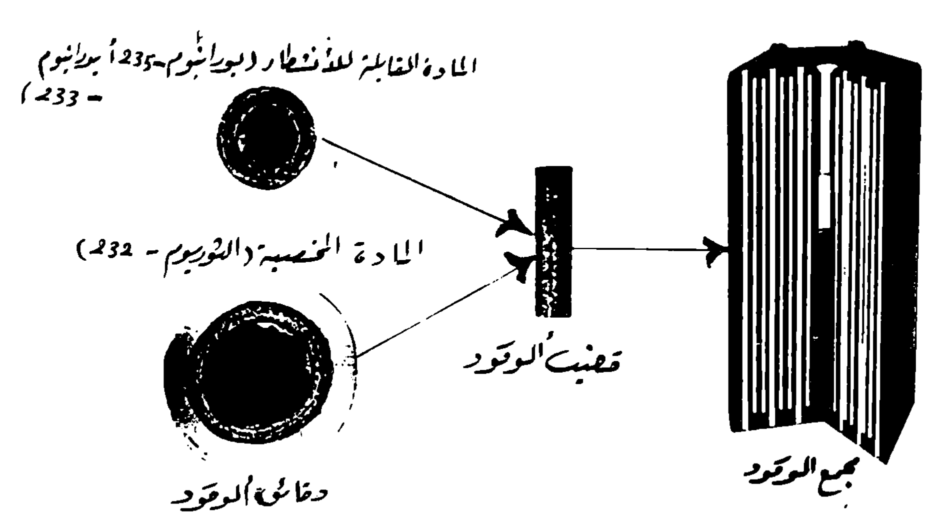
يختلف مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز عن المفاعلات الموصوفة في الفصول السابقة في جانبين اساسين. ان الاختلاف الجوهري هو في منظومة الوقود المهدىء من حيث ان الوقود يتكون من اسطوانات صغيرة جدا من اليورانيوم والثوريوم الموجودة في مناطق الوقود لمجاميع المهدىء الكاربوني وان منظومة التبريد الابتدائية المتميزة باستخدامها لغاز الهليوم كمبرد وان منظومة التبريد الابتدائية تقع ضمن وعاء المفاعل المصنع من الخرسانة كما هو مبين بالخط المنقط في الشكل ٨-١ . ان المظهر العام للقلب وللبنية التصميمية لمنظومة التبريد الابتدائية مبينة في الشكل ٨-٢ .



شكل ٨-١ مخطط لمحطة قدرة لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز.
قلب مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز هو في الغالب يتكون من الكاربون، مع مناطق مستغلة باليورانيوم والثوريوم. الحرارة المتولدة في القلب تزال بواسطة غاز الهليوم كمبرد الى مولدات البخار، القلب، مولدات البخار، مدورات غاز الهليوم، ومعدات اخرى هي ضمن وعاء المفاعل المصنوع من الكونكريت المضغوط مسبقا.



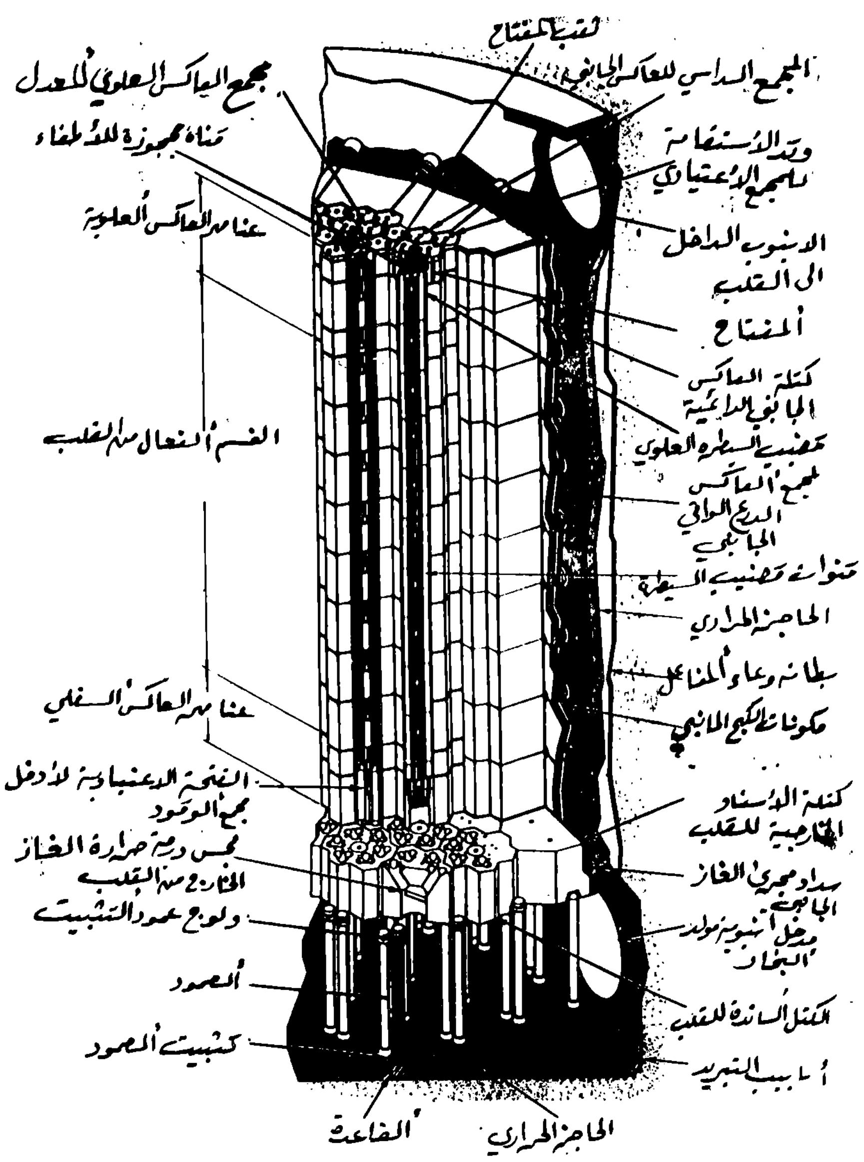
شكل ٨ ـ ٢ ترتيب الوعاء المصنوع من الكونكريت المضغوط مسبقا لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز. مركبات منظومة التبريد الابتدائية محفوظة في اسطوانة كبيرة من الكونكريت المضغوط مسبقا. توجد فتحات لغرض اعادة تحميل الوقود، كذلك لغرض الخدمة (وحتى التبديل) لقطع مختلفة من المعدات. بعض من دوائر التبريد الابتدائية، وكذلك دوائر التبريد الثانوية، محفوظة في الوعاء.



شكل ٨ـ٣ دقائق الوقود المطلية، القضيب، والمجمع لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز.
مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز يستعمل نموذجين من الدقائق: مادة قابلة للانشطار مطلية بطبقات الكاربون وكاربيد السيليكون، والمادة المخصبة المطلية بالكاربون فقط. الدقائق وبمساعدة الكاربون كرابط تشكل قضيب الوقود، وهذه توضع في مجمعات الوقود.

يتكون قلب مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز من كومة ضخمة من مجموعات الگرافيت السداسية والتي تحتوي كل منها على مناطق وقودية بالاضافة لاحتوائها على مناطق مرور غاز الهليوم المضغوط. يتكون الوقود نفسه من اليورانيوم المخصب بصورة عالية كمادة قابلة للانشطار وعلى الثوريوم كمادة منتجة. يكون هذا الوقود بشكل ثاني اوكسيد أو كاربيد خزفي (سيراميكي) حيث انه يتواجد كنويات وقود صغيرة مغطاة بمادة خزفية (سيراميك). ان الوقود المكون بشكل اسطوانات صغيرة (pellets) والمبينة في شكل ٨ـ٣ لها اغلفة مختلفة لتسهيل عملية الفصل اثناء عملية معاملة الوقود: تكون اسطوانات الوقود الصغيرة القابلة للانشطار مع اليورانيوم المخصب ٩٣٪ من اليورانيوم ـ ٢٣٥ المكرر مغطاة بالكاربون الحراري (Pyrolitic) وكاربيد السيليكون اما اسطوانات الوقود الصغيرة المنتجة (^{232}Th) فهي مغطاة بالكاربون فقط. عند اشتغال المفاعل فانه يتكون اليورانيوم ـ ٢٣٣ المادة القابلة للانشطار في اسطوانات صغيرة من الثوريوم. من حيث ان الكاربيد السيليكوني قابل للاحتراق فانه يساعد في فصل النوعين في عملية معاملة الوقود، حيث يحترق الكاربون في هذه العملية.

تكون دقائق الوقود مندمجة مع الگرافيت كمادة ماسكة في قضبان الوقوة كما مبين في شكل ٨ـ٣ وان القضبان تجمع بصورة متحدة كالمبينة في شكل ٨ـ٤ . تتكون منطقة اعادة تحميل الوقود من مجموعة مركزية، منها منفذان لقضبان السيطرة العمودية اما المجموعات الستة المجاورة فانها



شكل ٨-٤ ترتيب مجمعات وقود مفاعل درجة الحرارة العالية المبردة بالغاز.

مجمعات وقود مفاعل درجة الحرارة العالية المبردة بالغاز تكون مرتبة بشكل اكوام، وهذه نفسها مرتبة بمجاميع سباعية، الكوم المركزي لكل مجموعة يحتوي على قنوات لقضيب السيطرة. لاحظ ان الوعاء المصنوع من الخرسانة المسبقة الاجهاد يكون مبطنا بالفولاذ ويكون محميا بحاجز حراري. بالاضافة الى ذلك عاكسات النيوترونات تحيط بالقلب.

جدول ٨-١ الخصائص الممثلة لمفاعلات الحرارة العالية المبردة بالغاز

الخاصية	القيمة
القدرة الحرارية للقلب	٢٩٠٠ ميكاواط حراري
كفاءة المحطة	٣٩٪
القدرة الكهربائية الناتجة من المحطة	١١٦٠ ميكاواط كهرباء
قطر القلب	٢٧,٨ قدم (٨,٥ متر)
الارتفاع الفعال للقلب	٢٠,٨ قدم (٦,٣ متر)
كثافة قدرة القلب	٨,٤ كيلوواط / لتر
عدد الاكوام في القلب(الاعمدة)	٤٩٣
عدد مجمعات الوقود في كل عمود	٨
عدد مجمعات الوقود	٣٩٤٤
الشكل الهندسي لمجمع الوقود	شكل سداسي، ارتفاعه ٣١ انج، و١٤ انج عبر المسطحات
نوع قضيب السيطرة	زوج من قضبان السيطرة في العمود المركزي لكل منطقة اعادة تحميل الوقود (مجموعة من سبع اعمدة)
عدد قضبان السيطرة	٧٣ زوج
شكل الوقود	مواد قابلة للانشطار ومواد مخصبة في دقائق الوقود المختلفة، يورانيوم - ٢٣٥ في UC_2، الثوريوم + يورانيوم -٢٣٣ المتولد في نموذج دقائقي اخر. النماذج لها طلاءات مختلفة لتسهيل عملية الفصل.
درجة حرارة الوقود العظمى	٢٧٥٠ فْ(١٥١٠مْ)
معدل درجة حرارة الوقود	١٤٥٠فْ (٧٨٨مْ)
معدل درجة حرارة المهدىء	١٣٢٠فْ (٧١٦ مْ)
المبرد	غاز الهليوم
معدل جريان المبرد	$١٠,٤ \times ١٠^{٦}$ باوند/ساعة(١,٣ميكاغرام/ثانية)
ضغط المبرد	٧٠٠ باوند/انج مربع(٤,٨ ميكاباسكال)
درجة حرارة المبرد(عند الدخول)	٦٣٦ فْ (٣٣٦ مْ)
درجة حرارة المبرد (عند الخروج)	١٣٦٦ فْ (٧٤١مْ)
تعرض الوقود	٩٨٠٠٠ ميكاواط يوم/طن متري
تحليل الوقود الجديد(الدقائق القابلة للانشطار)	٩٣٪ يورانيوم -٢٣٥ (في التحميلة الاولية)
تحليل الوقود المحترق(الدقائق القابلة للانشطار)	٣٠٪ يورانيوم -٢٣٥ (من التحميلة الاولية)
كمية الوقود اللازمة عند التحميل	ربع الوقود في السنة
وزن القلب ومكوناته الداخلية	٦×١٠^{٦}باوند(٣×١٠^{٣} ميكاغرام)
وزن وعاء المفاعل المصنوع من الكونكريت المضغوط مسبقا(فارغ)	٩٠×١٠^{٦}باوند(٤×١٠^{٤} ميكاغرام)

تحتوي على هذه المنافذ (القنوات). هناك منفذ في وعاء المفاعل المصنوع من الخرسانة المسبقة الاجهاد ويقع فوق المجاميع المركزية (انظر شكل ٨ـ٢) ان هذا المنفذ يستخدم في عملية اعادة تحميل الوقود وكذلك لغرض تحريك قضبان السيطرة اثناء عملية اشتغال المفاعل. تمتلك المجاميع المركزية ايضا قناة اضافية منها كرات كاربيد البورون التي يمكن ان تسكب كأحتياط لمنظومة اطفاء المفاعل. انه يوجد في جميع مجمعات الوقود فوهات عن طريقها يتم جريان مائع التبريد.

يحتوي وعاء المفاعل المصنوع من الخرسانة المسبقة الاجهاد المبين في شكل ٨ـ٢ على فجوات متعددة تتضمن القلب والمركبات الاخرى لمنظومة تجهيز البخار النووية. ان هذه الفجوات تكون مبطنة بالفولاذ الذي هو بمثابة درع لحماية الوعاء الكونكريتي كما مبين في الشكل ٨ ـ ٤. يمتلك وعاء المفاعل المصنوع من الخرسانة المسبقة الاجهاد على منافذ تخدم غرض اعادة تحميل الوقود وكذلك تخدم لاغراض السيطرة ومرور الانابيب منها. بالاضافة الى ذلك، توجد خراطيم متحركة تستخدم للاغراض الخدمية وحتى لاغراض التبديل فيما يخص المولدات التجارية ومدورات غازات الهليوم. (مع ذلك لقد وجد ان العيوب في بطانة قلب مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز الذي قدرته ٣٣٠ ميكاواط كهرباء في مدينة فورت سانت ڤرين (Fort St. Vrain) في كلورودا (Calorado) من العيوب التي يصعب اصلاحها). يتم تسليط الاجهاد المسبق على وعاء المفاعل بواسطة اوتار فولاذية عمودية ملفوفة بواسطة قابلوات محيطة. تكون محتويات وعاء المفاعل المصنوع من الخرسانة المسبقة الاجهاد ثقيلة جدا حيث تبلغ زنتها حوالي ١٠٠ مليون باوند (٤٥٠٠ مليون غرام)، حيث يبلغ ثقل القلب بنفس ثقل قلب مفاعل الماء الخفيف. انظر جدول ٨ ـ ١ فيما يخص عوامل مفاعل درجة الحرارة للمبرد بالغاز.

تتكون منظومة التبريد الابتدائية من القلب واربعة الى ستة دوائر لمائع التبريد الابتدائي حيث تتضمن كل دائرة على مضخة التدوير (circulator) الخاصة بها وعلى مولدها البخاري. يضخ غاز الهليوم بضغط مقداره ٧٠٠ باوند/ انج مربع (٥ ميكا باسكال) الى الاسفل خلال القلب ومن ثم يخرج بدرجة حرارة تبلغ حوالي ١٣٧٠ ْف (٧٤٣ ْم) حيث هذه الدرجة الحرارية هي اعلى من درجة حرارة المفاعلات المبردة بالماء. بعدئذ يمر الغاز في احد الانابيب المؤدية الى مولد البخار ومنه يرفع البخار لتشغيل المولدات التوربينية. يضخ غاز الهليوم الى القلب بواسطة مضخة التدوير مثبت فوق مولد البخار.

ان سبب اشتغال المفاعل على درجة حرارة عالية هو كنتيجة للمبرد الغازي وللخصائص الجيدة لقلب المفاعل الذي يتحمل درجات الحرارة العالية حيث لايوجد غلاف معدني حساس لدرجات الحرارة العالية في الوقود. ان البخار الحاصل كنتيجة لدرجات الحرارة العالية يعطي طاقة كهربائية بكفاءة تعادل ٣٩٪ وهي كفاءة عالية بالمقارنة مع كفاءة المفاعلات الحرارية. ان سبب الحصول على هذه الكفاءة العالية يكمن في غاز الهليوم المحرك للمولدات التوربينية.

المنظومات المساعدة

الشكل ٨ ـ ٢ يبين المنظومات المساعدة المتكونة من اثنين او ثلاث دوائر مساعدة. ان هذه هي ضمن وعاء المفاعل المصنوع من الخرسانة المسبقة الاجهاد حيث في حالة فشل احدى دوائر التبريد

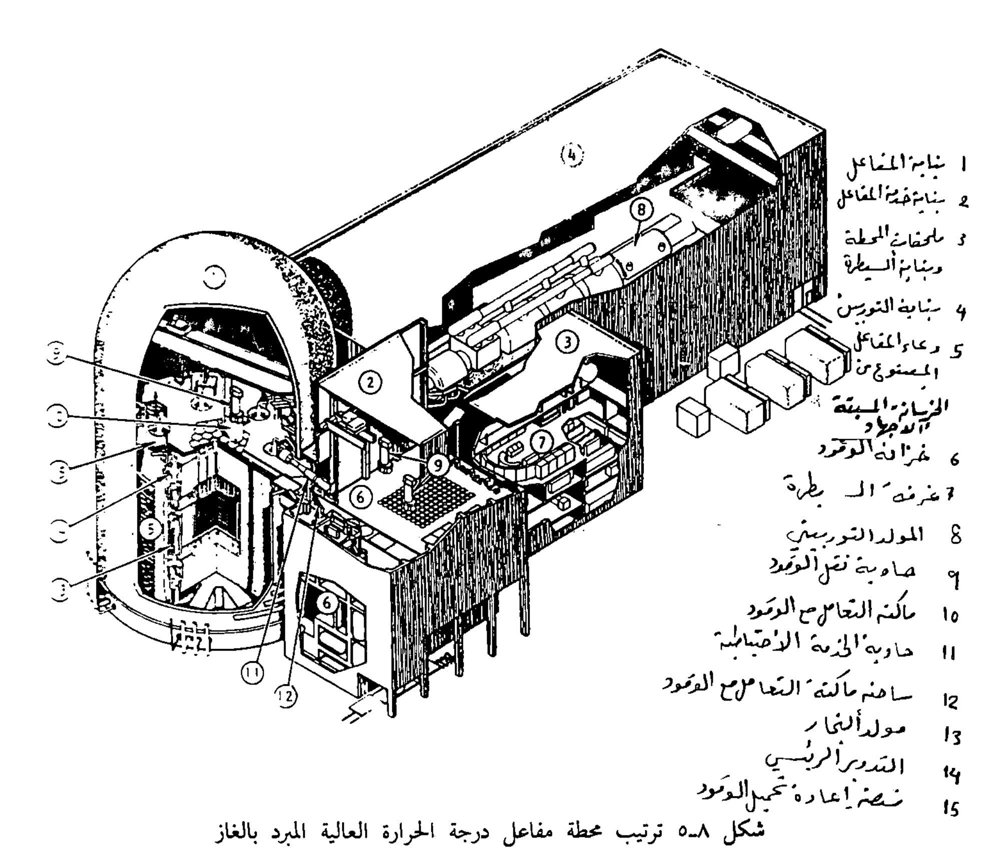
الرئيسية فان المنظومات المساعدة تعمل على ازالة حرارة الانحلال بعد اطفاء المفاعل. في الحالة الاعتيادية تقوم منظومة التبريد الرئيسية التي تعتبر المنظومة الابتدائية لازالة الحرارة المتبقية بعد اطفاء المفاعل.

تتوفر منظومتان متماثلتان تخدمان غرض تنقية غاز الهليوم المبرد تتم عملية التنقية بهذه المنظومات على اساس الصاق جزيئات الغاز بالسطح الصلب حيث يستخدم غاز الهيدروجين كمستأصل لازالة العوالق الدقائقية والغازات الملوثة. في حالة اشتغال احد المنظومتين تكون الاخرى متوقفة لتخدم غرض الانحلال واعادة التوليد. النفايات الغازية المشعة مكرسة لمعاملة الغازات المتحررة اثناء اعادة التوليد لمنظومة التنقية. تصنف هذه الغازات الى مشعة تعاد الى وعاء المفاعل المصنوع من الخرسانة المسبقة الاجهاد والى غازات غير مشعة تطلق الى الجو. تتأتى النفايات السائلة فقط من عمليات ازالة التلوث اما النفايات الصلبة فهي تأتي من ناقلات التريتيوم الملوثة الناتجة من منظومات تنقية الهليوم.

لقد صممت منظومة عزل المولد البخاري لمنع تسرب الماء او البخار الى المبرد الابتدائي. فاذا حصل تسرب للماء فان من الممكن في هذه الحالة عزل دائرة التبريد المعطوبة عند اطفاء المفاعل، بينما تترك بقية دوائر التبريد لتجهيز التبريد اللازم.

منظومات السلامة

تختلف متطلبات السلامة لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز بصورة اساسية عن متطلبات السلامة فيما يخص المفاعلات المبردة بالماء. عند حدوث ضرر في وقود مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز فانه هناك وقتا طويلا لتصريف الحرارة وهذه ميزة جيدة لهذا النوع من المفاعلات. ففي حالة وقود مفاعل الماء الخفيف فان حرارة الانحلال يمكن ان تصهر غلاف الوقود بغضون دقيقة او دقيقتين من لحظة فقدان مائع التبريد، بينما في حالة وقود مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز فانه يحتاج الى زمن يقدر بساعة عقب لحظة فقدان مائع التبريد كي ينصهر الوقود وذلك لان دقائق الوقود مطلية بمادة خزفية وهي السبب في اطالة زمن تصريف الحرارة. ان متانة مكونات القلب تتأتى بسبب تواجد الگرافيت الذي تزداد متانته بارتفاع درجة الحرارة. من جهة اخرى، يجب ضخ غاز الهليوم المائع المبرد بضغط عالي لغرض توفير سعة تبريدية عالية. اذا سلمنا بان ظاهرة الفقدان الكامل لمائع التبريد هي ظاهرة بعيدة الوقوع، فان عملية التحكم في منافذ الغاز المتواجدة حول وعاء المفاعل لغرض تقليل الفقدان في غاز الهليوم قد يؤثر على الناحية التكاملية لوعاء المفاعل عند هذه المنافذ. كنتيجة لذلك، فانه يفترض تواجد غاز الهليوم دائما في المنظومة. في حالة عطل جميع دوائر التبريد الابتدائية (وهذا غير متوقع لاستقلالية الدوائر بعضها عن البعض الاخر) فان دوائر التبريد المساعدة ستبدأ بالعمل لازالة حرارة الانحلال من حيث ان مائع التبريد هو الهليوم الذي يكون في حالة غازية فقط وانه غير فعال (خامل) فان كثيرا من التعقيدات التي تنشأ اثناء الحوادث المفاجئة في المفاعلات المبردة بالماء لاتظهر في هذا النوع من المفاعلات المبردة بالهليوم.



شكل ٨ـ٥ ترتيب محطة مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز

تحتوي محطة مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز على بناية حاوية للمواد المشعة وكذلك على بنايات خزن الوقود ومنظومة المولد التوربيني.

توجد حاوية ثانوية لمفاعلات درجة الحرارة المبردة بالغاز كالمبينة في الشكل ٨ـ٥ حيث مثل هذه الحاوية يمكن ان تتواجد في انواع اخرى من المفاعلات. تكون عملية عزل حاوية المواد المشعة وكذلك منظومات تنظيف المواد المشعة مماثلة لما هو عليه في حالة مفاعلات الماء المضغوط. يمكن استعمال حاوية مواد مشعة ذات كلفة قليلة اخذين بنظر الاعتبار طبيعة الاحتواء لمنظومة التبريد بصورة متكاملة في مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز.

تمتلك المفاعلات المهدئة بالكاربون والمبردة بالغاز خصائص فيزيائية اساسية مختلفة بصورة جوهرية عن المفاعلات المبردة بالماء. ان استعمال الكاربون كمهدىء يقتضي على النيوترونات الانشطارية ان تقطع مسافة اكبر حتى تصل الى الطاقات الحرارية. توزيع الوقود لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز يتطلب بان لايكون هناك اختلاف كبير في توزيع الطاقة ضمن اسطوانات الوقود الصغيرة (pellets) عما هو عليه في المهدىء. كنتيجة لذلك، يكون وقود مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز معرضا الى نيوترونات اكثر وذات طاقات متوسطة عما هو عليه في وقود مفاعل الماء الخفيف، حيث هذا يؤدي الى امتصاص اكبر للنيوترونات من قبل المادة الخصبة (fertile material) الممثلة بالثوريوم ـ ٢٣٢، وان هذه الظاهرة تساعد في تصميم مفاعل نسبة التحويل فيه عالية نسبيا.

في بداية السبعينات (سنة ١٩٧٠) قد تم عرض مفاعلات درجة الحرارة العالية المبردة بالغاز تجاريا وبنسبة تحويل لاتقل كثيرا عن القيمة ٠,٧ التي هي اعلى من نسبة التحويل للمفاعلات المبردة بالماء الخفيف. لقد تحسن استخدام اليورانيوم بسبب الكفاءة الحرارية ٣٩٪ لمفاعل درجة الحرارة العالية المبردة بالغاز التي هي اعلى من كفاءة مفاعلات الماء الخفيف التي تبلغ ٣٣٪. ان هذه العوامل ادت الى ان تكون كمية اليورانيوم اللازمة لطيلة فترة اشتغال المفاعل على اساس افتراض تكرير اليورانيوم بكمية تعادل ٣٠٠٠ طن من U_3O_8 بينما في حالة مفاعلات الماء الاعتيادي وبوجود عملية تكرير الوقود فان كمية اليورانيوم اللازمة لطيلة فترة اشتغال المفاعل تبلغ اكثر من ٤٠٠٠ طن من U_3O_8. يمكن ان تصميم المفاعلات المبردة بالغاز ومن ضمنها مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز بنسبة تحويل اعلى كما ذكر في الفصل العاشر (جدول ١٠ـ١) وكذلك الفصل الرابع عشر (جدول ١٤ـ٢).

لقد صمم مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز على اساس ان معدل الاحتراق هو ٩٦٠٠٠ ميكاواط يوم /طن (MWd/Te) اي حوالي ثلاث مرات بقدر احتراق مفاعل الماء الخفيف وان هذا يتطلب ازاحة ربع الوقود سنويا من قلب المفاعل. يكون احتراق الوقود في مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز اعلى مما هو عليه في مفاعل الماء الخفيف بالرغم من ان كفاءة مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز اعلى من كفاءة مفاعل الماء الخفيف علما بان التحميل السنوي للوقود (في هذه الحالة الوقود القابل للانشطار والوقود المنتج) لمفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز يبلغ ثلث وزن الوقود اللازم لمفاعل الماء الخفيف. لقد صمم مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز من اجل نسبة تحويل اعلى وبالطبع فانه في هذه الحالة يحتوي على كتلة اكبر من الثوريوم وان عملية تشعيع الوقود تتم باحتراق اوطىء (انظر جدول ١٠ ـ١).

Bibliography — Chapter Eight

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

CONF-740501. "Gas-Cooled Reactors: HTGR's and GCFBR's," topical conference, Gatlinburg, May 7, 1974 (NTIS).

Collection of technical papers on various aspects of gas-cooled reactors.

Dahlberg, R. C., Turner, R. F., and Goeddel, W. V., "HTGR Fuel and Fuel Cycle Summary Description," General Atomic Company report GA-A12801 (rev. January 1974).

Describes HTGR core and fuel cycle.

EPRI NP-142. "Development Status and Operational Features of the High Temperature Gas-Cooled Reactor," Electric Power Research Institute report EPRI NP-142 (April 1976) (NTIS).

Summarizes developments in various nations pertaining to helium-cooled reactors, particularly thermal reactors.

ERDA-76-107. "Advanced Nuclear Reactors," U.S. ERDA report ERDA-76-107, (May 1976) (NTIS).

Very brief summary of advanced reactor systems.

Fleming, K. N., Houghten, W. J., and Joksimovic, V., "Status of the AIPA Risk Assessment Study for High Temperature Gas-Cooled Reactors," General Atomic Company report GA-A13970 (July 1976).

Summarizes progress in probabilistic study of HTGR risks.

WASH-1085. "An Evaluation of High-Temperature Gas-Cooled Reactors," U.S. AEC report WASH-1085 (December 1969) (NTIS).

An AEC assessment of the potential of HTGRs.

Wessman, G. L., and Moffette, T. R., "Safety Design Bases of the HTGR," *Nuclear Safety*, vol. 14, p. 618 (1973).

Summarizes features of the HTGR and considers these as they pertain to safe operation.

القسم الثالث

مصادر اليورانيوم

دورة الوقود المتطورة والمواد النووية

أن معظم المنشآت النووية التي تعمل الان هي محطات توليد الطاقة وتشمل على مفاعلات نووية من النوع الذي تم وصفه في القسم الثاني من هذا الكتاب. ان هذه المفاعلات تدعمها منشآت اخرى تعمل على تخصيب اليورانيوم بنسب قليلة ومنشآت تصنيع الوقود النووي بشكل يتناسب مع استخدامه في المفاعلات النووية. ولكن اي اعتماد على الطاقة النووية ذا طابع طويل الامد يجب ان يتم جنبا الى جنب مع البحث عن مفاعلات من نوع اخر ودورة وقود نووي اكثر تكاملا.

سوف تبرز الحاجة الى استخدام مفاعلات اكثر تطورا وتعقيدا وذلك لان مصادر اليورانيوم محدودة ونستطيع القول ان المفاعلات التي تم وصفها في القسم الثاني من هذا الكتاب تعتمد على الاستخدام السخي نسبيا لمادة اليورانيوم. ولكن الملاحظ انه مع التطور والتوسع في استخدامات الطاقة النووية وبهذا المعدل سوف يستنفذ اليورانيوم الموجود عند حلول عام ٢٠٠٠ وذلك بناءاً على الاستقراءات التي اجرتها بعض المؤسسات الدولية. لذلك فأن كانت هناك رغبة في الاستمرار بأستخدام هذا النوع من الطاقة فأنه يتوجب استحداث انواع جديدة مع اجراء تغييرات في حجوم المفاعلات الحالية او نوع الوقود المستخدم.

مما تقدم نلاحظ ان الاهتمام يتوجه الى دورة اعادة معاملة الوقود المحترق والنفايات النووية الحالية، وذلك لاعادة النظر بما يمكن ان يستخلص منها لكي يساعد في ديمومة عمل المفاعلات المتطورة، والتي تعتمد على الوقود المستنفذ والمعادة معاملته اكثر مما تعتمد مفاعلات الماء الخفيف والمفاعلات المعاصرة الاخرى. علاوة على ذلك، فهناك سؤالان عامان مهمان حول الانتباه عن قوة القدرة النووية نحو الطريقة التي تتم فيها عملية اعادة المعاملة وادارة تصريف النفايات. ان احد هذه الاسئلة هو عن كيفية السيطرة بصورة ملائمة حول الانبعاثات النووية التي ترافق عمليات اعادة المعاملة وادارة الفضلات حاليا وفي المستقبل. السؤال الثاني هو عن كيفية تقليل عدم الاستقرار الذي سيحدث مع انتشار المواد التي يمكن ان تستعمل لتصنيع الاسلحة النووية.

ان هذه الاسئلة، الى حد ما بعيدة عن مسائل السلامة والبيئة المرافقة مع محطات القدرة النووية نفسها. بالاحرى، انها تكون مرتبطة مع عملية التخلص من المواد النووية في البيئة ككل والتي لم يلاحظ نجاحها عند معالجة المشاكل البيئية الطويلة الامد او عند الحد من انتشار الاسلحة النووية.

الفصل التاسع

متاح للتحميل ضمن مجموعة كبيرة من المطبوعات من صفحة
مكتبتي الخاصة
على موقع ارشيف الانترنت
الرابط
https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

مصادر اليورانيوم وتنامي
استخدام القدرة النووية



الفصل التاسع

مصـــادر اليـــورانيـــوم وتنـــامي استـخـــدام القـــدرة النـــوويـــة

ان المدى الذي تستطيع فيه مصادر اليورانيوم على سد الحاجة الانية والمستقبلية التي تحتاجها المنشآت النووية، يعتمد اعتمادا كليا على مدى توفير مثل هذه المصادر وامكانية استغلالها. ان مصادر اليورانيوم وكمياتها الموجودة لم يتم حصرها بدقة، حيث ان هذه المصادر وتوفرها يعتمد بشكل اساس على التقييم الاقتصادي لاستخدام الطاقة النووية والجدول الزمني للنمو الذي يحصل في هذه الصناعة مستقبلا. ان المناقشة التي سترد ادناه تهدف الى اعطاء انطباع عن قاعدة المصدر الفعالة.

ان الاستهلاك لاي من مصادر اليورانيوم يمكن ان يكون بسبب اتساع حجم الصناعة النووية بشكل يجعل الطلب كبيرا على هذه المادة. انه ليس ممكنا على اية حال ان نتنبأ بصورة دقيقة بالطريقة التي بها ستنمو القدرة النووية. لاتزال النظرة للطريقة التي بها يتم النمو، والطريقة التي تتم فيها تغيير التنبؤات، وكذلك على بعض العوامل التي تؤثر على النمو تزود الاطار الذي فيه تتم مقارنة المصادر والطلب عليها.

ان التوقعات والتحليلات التي اعطتها الجهات المنتجة للطاقة وكذلك جهات حكومية في الولايات المتحدة في وقت سابق كانت تشير الى ان المقارنة بين كمية اليورانيوم المستخدمة كوقود والتطور الذي يحصل في الصناعة النووية تقودنا دائما الى استنتاج مفاده ان هذا التطور سوف يتوج بتصميم مفاعل مولد (Breeder) للمواد التي تصلح كوقود نووي بكميات اكبر من الكميات التي تحرقها فعليا، وبذلك يصبح توسيع مثل هذه الصناعة يسيرا وممكنا دون التخوف من نفاذ مصادر اليورانيوم. لكن حقائق اواخر القرن العشرين ربما ستكون مختلفة تماما عن التنبؤات السابقة بحيث ان انظمة نووية بديلة ستلعب دورا مهما.

ان موضوع توفر مصادر اليورانيوم والتكهنات حولها والطلب عليها سيتم التعرض له فيما بعد. انه لمن المفيد البدء بملاحظة الصورة المفصلة التي قادت الى الاهتمام بالمفاعلات المولدة (Breeder) والتسلسل الزمني لبلورة مثل هذه الاعتقادات. لقد قامت وكالة الطاقة الذرية الامريكية (AEC) ومؤسسة الطاقة للتطوير والبحث «ERDA» التي خلفتها وكذلك وكالة الطاقة الامريكية DOE ولعدة سنوات بالاعلان عن توفر مصادر اقتصادية لليورانيوم في الولايات المتحدة تقدر بحوالي ثلاثة الى اربعة الاف مليون كيلوغرام من U_3O_8. واذا اخذ بنظر الاعتبار المقياس من ان المفاعل الواحد بقدرة مقدارها بحدود الف مليون واط ـ كهرباء (الف ميكاواط MWe) يحتاج الى خمسة ملايين كيلوغرام من مادة U_3O_8 (وقد تزيد او تنقص بمقدار ٢٥٪ حسب دورة الوقود المستخدمة) نستنتج من ذلك ان هذا الاحتياطي من مادة اليورانيوم يكفي لانشاء ٧٠٠ مفاعل قدرة من هذا النوع. ولكن في اغلب الاحيان فان التطور السريع في استخدام الطاقة النووية

يعكس لنا ان عدد المفاعلات قد يصل الى الف مفاعل بحدود العام الفين، وبذلك يبرز التناقض واضحا بين العرض والطلب. ان هذا التناقض ادى الى التركيز على برنامج المفاعلات السريعة المولدة المبردة بالمعادن المنصهرة (LMFBR).

مصادر واحتياطي الوقود النووي

يقدر الاحتياطي الامريكي حاليا بحوالي (٣١٥٠) مليون كيلوغرام من U_3O_8 بكلفة تقل عن ٦٦ دولار لكل كيلوغرام. ان هذه المصادر صنفت عن طريق الاكتشاف وبطريقة الكلفة المباشرة، حيث ان الكلفة شملت الاستخراج وانتاج U_3O_8 المتركز. ان الجدول (٩ ـ ١) يكس لنا بشكل تفصيلي احتياطي الولايات المتحدة كما اعلن من قبل ERDA منذ بداية عام ١٩٧٧ حيث صنفت حسب الكلفة، وقد اضيفت الكلفة التي بحدود ٦٦ ـ ١١١ دولار/كيلوغرام الى السنة ١٩٧٧، ولكن هذا الحد من الكلفة هو الاكثر عرضة الى عدم الاستقرار. لقد اوضح الجدول (٩ ـ ١) ان الاحتياطي الاساسي لايشكل الا نسبة قليلة من الاحتياطي الاجمالي، وقد تم تقسيم الاحتياطي المتوقع من قبل ERDA الى مايلي:
المحتمل، الممكن، المخمن، وذلك لكي تعكس الفروق في التخمينات التي تعتمد على طبيعة الظروف. ان الاحتياطي الممكن هو الاحتياطي الموجود في اماكن تمتاز بتصاعد انتاجها لمثل هذه الخامات ومدعومة بنتائج حفر ضمن مناطق استثمار اليورانيوم الموجودة فعليا حيث انها تكون مدعومة من ناحية التكوين الجيولوجي وحجم المساحة التي من المحتمل تواجد خامات اليورانيوم فيها.

اما الاحتياطي المحتمل فهو الموجود ضمن مناطق لاتكثر فيها خامات المعادن ولكن التركيب الجيولوجي لتلك المقاطعات والمناطق مشابه لتلك التي تحوي خامات اليورانيوم. وبالنسبة للاحتياطي المخمن فهو الذي يشك بوجوده في الاماكن ذات التراكيب الجيولوجية التي لاتشبه تراكيب المناطق المنتجة ولكن استنادا الى استطلاعات جيولوجية معروفة يمكن ان تصنف ضمن المناطق ذات التراكيب الجيولوجية التي من الممكن ان تكون مرشحة لتواجد خامات اليورانيوم فيها. هناك ريبة في مثل هذه التقديرات للاحتياطي المستقى من التقدير المحتمل والتحرزي وخاصة الاخير. لقد انتقد العديد من المراقبين دقة هذه التقديرات، لذلك فأن ارقام الاحتياطي قد يكون فيها بعض الخطأ.

ان المسألة معقدة ليس فقط بسبب قلة المعلومات عن خامات اليورانيوم ولكن بسبب اصناف الكلفة المبنية على الفرضيات. ان مبدأ الكلفة المباشرة قد استعمل لكي يعكس كلفة الانتاج، ولكن عمليات الاستخلاص والتعدين تتغير حسب طبيعة الخامات ونوعيتها مما يسبب تغيرا في الكلفة، لذلك فأن العلاقة المشار اليها هي علاقة بسيطة ونوعية وليست كمية.

ان من الضروري التمييز بين هذه الكلفة قيد المناقشة وزيادتها وبين الزيادة التي تطرأ على اسعار بيع U_3O_8. لعدة سنوات، كان سعر الكيلوغرام الواحد من هذه المادة هو ١٨ دولار، ولكن في اوائل الثمانينات قفز السعر الى ٨٩ دولاراً. ان هذه الزيادة ليست في سعر الانتاج ولكن في سعر البيع حيث تعكس قلق حالة سوق هذه الخامات وقرارات المسيطرين على سوق هذه المعادن واحتكاراتهم.

جدول رقم (٩ - ١)
تخمينات مصادر اليورانيوم في الولايات المتحدة الامريكية (١٩٧٧)

حدود الكلفة	كمية اليورانيوم U_3O_8 بملايين الكيلوغرامات المنظور				
دولار/كيلوغرامU_3O_8	الاحتياطي	المحتمل	الممكن	المخمن	الكلي
٢٠دولار او اقل	٢٥٠	٢٧٥	١١٥	١٠٠	٧٤٠
٢٠-٣٠دولار	١٦٠	٣١٠	٣٧٥	٩٠	٩٣٥
٣٠دولار او اقل	٤١٠	٥٨٥	٤٩٠	١٩٠	١٦٧٥
٣٠- ٦٠دولار	٢٧٠	٥٠٥	٦٣٠	٢٩٠	١٦٩٥
٦٠دولار او اقل	٦٨٠	١٠٩٠	١١٢٠	٤٨٠	٣٣٧٠
٦٠- ١٠٠دولار	١٦٠	٢٨٠	٣٠٠	٦٠	٨٠٠
١٠٠دولار او اقل	٨٤٠	١٣٧٠	١٤٢٠	٥٤٠	٤١٧٠

يتواجد اليورانيوم في اماكن وتركيبات جيولوجية مختلفة وعديدة. وكذلك يوجد بكميات كبيرة وبتراكيز قليلة في مناجم الفوسفات وحجر الكلس ومياه البحر. ان الخامات المتوفرة بصورة اقتصادية (حوالي ٦٦دولار لكل كيلوغرام واحد ككلفة انتاج مباشرة) تكون ذات نوعية عالية نسبيا حيث تكون نسبة اوكسيد اليورانيوم اكبر من ٠,٠٥٪ (او اكثر من ٥٠٠ جزء بالمليون جزء (ppm) من الخام). وفي الولايات المتحدة تكثر نسبة الخامات التي تحوي على ٥٠٠ - ٥٠٠٠ جزء بالمليون جزء والتي تمثل الغالبية من المصادر المأخوذة بنظر الاعتبار وقيد الاستغلال.

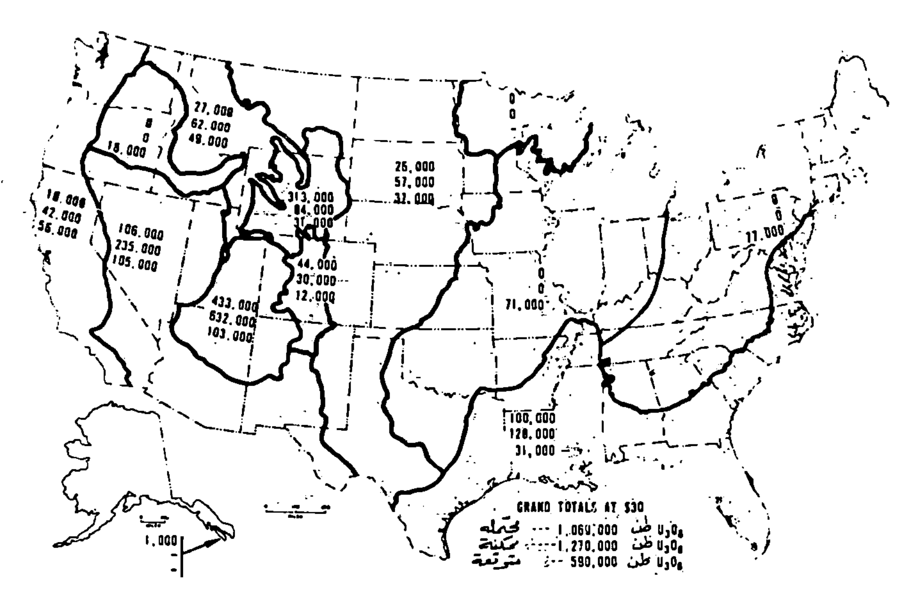
ان اغلب المصادر في الولايات المتحدة تكون ضمن ترسبات صخرية في الولايات الغربية وبالاخص ولاية كولورادو وولاية وايومنگ. لقد اصبحت ولاية وايومنگ وولاية نيومكسيكو وتكساس من الاماكن المشجعة في الوقت الحاضر، حيث بدأت اعمال الحفر هناك لاكتشاف ترسبات جديدة لليورانيوم في تلك المناطق. ويبين الشكل (٩ - ١) التوزيع الجغرافي لهذه الترسبات والتي اعطيت من قبل ERDA، معتمدة على احصاءات عام ١٩٧٦، ونرى ان الارقام تختلف قليلا عن تلك التي اعطيت في جدول رقم (٩ - ١) لسنة ١٩٧٧.

من المعلوم ان هذه المصادر لاتستطيع التنافس مع المصادر ذات النوعية الجديدة ولكن بدون شك فأنها تشكل نوعاً من الاحتياطي لمادة اليورانيوم فيها اذا اوشكت النوعيات الجيدة على النفاذ.
ان الترسبات الموجودة في ولاية تنسي الامريكية تعتبر الاكثر اقتصادية تقريبا حيث انها تحوي خامات بتراكيز تتراوح بين ١٠ - ١٠٠ جزء بالمليون جزء، واحسن هذه الترسبات (حوالي ٢٥ جزء بالمليون او اعلى) تمثل مصادر هائلة، ربما تتراوح ما بين ١٠ - ١٥ مليون طن من U_3O_8.

ان الكلفة الاقتصادية لاستخلاص مادة اوكسيد اليورانيوم عالية حيث تقدر بحوالي ٢٢٢

دولار للكيلوغرام الواحد. ولكن هذا السعر العالي نسبيا يمكن ان يكون مقبولا فيما اذا لوحظ ان المصدر للمادة الخام محدود. ولكن اذا مانظرنا الى الخامات التي تحوي تراكيز واطئة. بحدود اقل من ٥٠ جزء بالمليون جزء فأن الطاقة التي يمكن ان تنتج منها قليلة بالمقارنة مع كتلة المادة الخام المستخلصة، وبذلك فأن الكلفة تصبح مقاربة لما نحصل عليه من الفحم فيما اذا استخدم هذا اليورانيوم في مفاعلات الماء الخفيف الحالية وبدورة وقودها الحالية. اذا ما قورنت الصعوبات والعمليات المعقدة مثل الاستخلاص بأستعمال حامض الكبريتيك المركز وكذلك التخلص من النفايات الناتجة فأن الانواع ذات التراكيز الواطئة لاتبدو مشجعة للاستغلال بالنسبة للترسبات الموجودة في الصخور. ومن جهة النظر الصناعية فأن ماء البحر هو المصدر الافضل لاستخلاص اليورانيوم لولا ان التراكيز الموجودة فيه قليلة جدا بحيث انها قد تصل الى ٠,٠٠٣ جزء بالمليون مما يجعل العملية غير اقتصادية.

ان جيولوجية خامات اليورانيوم موضوع ذو اهمية كبيرة في تحديد مستقبل مصادر هذه الخامات ووفرتها. مما تجدر الاشارة اليه هنا هو ان عدد المصادر في الولايات المتحدة الامريكية، والتي تحوي تراكيز متوسطة (١٠٠ ـ ٥٠٠ جزء بالمليون جزء) قليلة بالرغم من ان مثل هذه المصادر موجودة في اقطار اخرى من العالم. وبصورة عامة فأن الترسبات تكون مكثفة في اماكن معينة وهذا يبدو مرتبطا مع النوعية ذات التريكز المتوسط والموجود في الولايات المتحدة. ان هذه المسألة مرتبطة مع المسألة التكنولوجية لاستخلاص تراكيز واطئة حيث يبدو الاهتمام مركزاً حولها في الوقت الحاضر.



الشكل (٩ ـ ١) التوزيع الجغرافي لاحتياطي الولايات المتحدة من اليورانيوم

في السنين القليلة الماضية جرت محاولات لتحليل ودراسة تقديرات ERDA وذلك لاعادة تبويب هذه التقديرات بالاستعانة بالنتائج التي تم الحصول عليها من المراكز الصناعية لاستخلاص اليورانيوم. ولم تجد هذه الدراسات نفعا حيث لوحظ هبوط في نسبة الحصول على اليورانيوم الى الجهد المبذول في الحفر والتنقيب. ان هذه الاستقراءات تدلل بشكل واضح ان توقعات ERDA كانت مضخمة بمقدار مرتين او ثلاث مرات. كما دللت ايضا على ان المسوحات غير كافية وان هناك حاجة ملحة لجمع قراءات ونتائج عملية من اجل وضع خطة لاستغلال المواد الاولية ووضع برنامج مستقبلي لاستخدام الطاقة النووية.

ان الجانب الاخر المتعلق بخامات اليورانيوم، وهو الجانب التقني وما يتعلق منه بمرحلة استخلاص اليورانيوم وماتحتاجه هذه العملية من وقت وبرنامج زمني قد لايتوافق مع البرنامج الزمني المطلوب للحصول على المواد المستخلصة لاغراض الصناعة النووية.

لذلك فأن برنامج تطوير تكنولوجيا الاستخلاص ضروري لكي يتماشى مع الحاجة والوفرة الحقيقية للمادة الخام. وقد قدم فريق عمل من اكاديمية العلوم الامريكية (NAS) دراسة اشارت الى ان ثلثين فقط من اليورانيوم الموجود يمكن استخلاصه من الخامات. وحتى هذه الكمية فأنها تحتاج الى جهود استنثائية لاستخلاصها بالسرعة المطلوبة. لو اخذنا الاحتياطي بتقدير يقارب ١٦٠٠ مليون كيلوغرام من مادة U_3O_8، وهو رقم معقول بكلفة انتاج مقدارها ٦٦ دولار للكيلوغرام الواحد، مقارنا مع ١٠٦٦ مليون كيلوغرام (حسب تقديرات NAS) ممكن استخلاصه، فأن هذا الرقم يقع ضمن التوقعات الشبه مستحيلة والمستندة الى توقعات وحسابات معتمدة على نتائج الحفر، وبالاضافة الى ذلك فأن هذا الرقم هو اقل بكثير من توقعات ERDA والتي هي ٣١٥٠ مليون كيلوغرام، اي انها اكبر من توقعات NAS بثلاث مرات. على صعيد اخر فأن دراسة مؤسسة فورد حول هذا الموضوع يعتبر الرقم الذي جاءت به تقديرات NAS معقولا. ومن هذا يظهر ان الحدود المعقولة لكمية اليورانيوم الذي يمكن استخلاصه هو ٩٠٠ مليون كيلوغرام الى ١٣٥٠ مليون كيلوغرام كحد أعلى يمكن الاعتماد عليه في برمجة خطوط إستخدامات الطاقة النووية المعتمدة على مادة U_3O_8.

كما سيتم مناقشته في الفصل القادم فأن ترسبات الثوريوم تشكل مصدراً اخراً من مصادر الطاقة النووية. وبالرغم من ان مدى استخدام الثوريوم ليس شائعاً جداً كأستخدام اليورانيوم ولكن من المعتقد ان هذين العنصرين متكافئان من ناحية كتلتهما الموجودة في الطبيعة على شكل خاماتها. ان الثوريوم مادة قابلة للانشطار (اي انها خصبة Fertile) ويمكن الحصول على مادة قابلة للانشطار منها. لذلك فبأستخدام المنظومات النووية التي تعتمد على مبدأ تحويل (Conversion) العناصر الغير قابلة للانشطار الى عناصر انشطارية سيصبح بالامكان استغلال ثروة الثوريوم الموجود في الطبيعة بصورة اكثر كفاءة من استغلال اليورانيوم في مفاعلات الماء الخفيف، وذلك لان هذه المفاعلات تحول نسباً قليلة من U - 238 والذي يشكل نسبة عالية تقدر بحوالي ٩٩٪ من اليورانيوم الطبيعي. سوف لن يكون من المحتمل في القرنين القادمين التوجه بصورة جدية للبحث عن خامات مصادر الثوريوم.

ان فحص مصادر اليورانيوم الذي تم عرضه اعلاه تركز حو ل المصادر في الولايات المتحدة الامريكية فقط. لكن تقديرات مصادر اليورانيوم خارج الولايات المتحدة ليست معروفة بصورة

افضل من مصادر الولايات المتحدة. يسود الاعتقاد ان مصادر اليورانيوم في الولايات المتحدة وخارجها متشابه من حيث الكمية. لايمكن الفصل مابين مصادر اليورانيوم في الولايات المتحدة والمصادر الاخرى لان اليورانيوم اصبح سلعة عالمية.

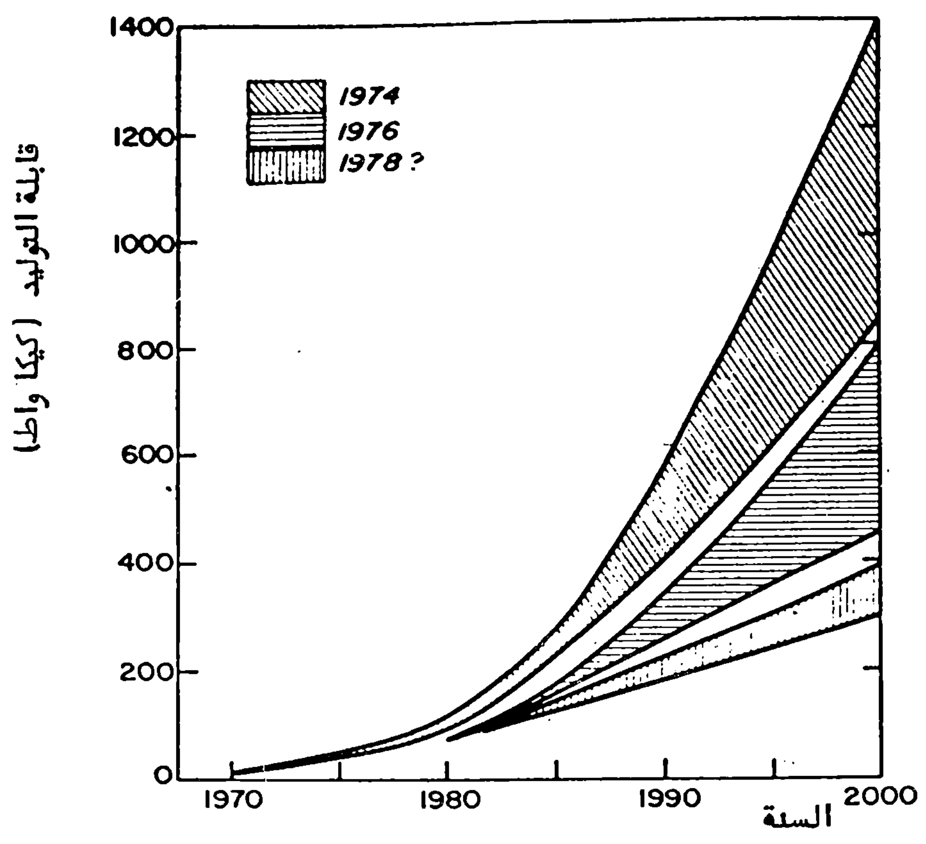
التوسع النووي والطلب على اليورانيوم

لقد طرأت تغيرات كبيرة على التوقعات حول معدل زيادة استخدام الطاقة النووية في السنين الاخيرة. عندما ثبتت صلاحية استخدام الطاقة النووي لتوليد الطاقة الكهربائية زاد الاعتماد على استغلال هذا النوع من الطاقة كما رافق هذا الاطراد زيادة مباشرة في الاعتماد على الطاقة الكهربائية كبديل لانواع الطاقة الاخرى. لقد كانت معدلات زيادة استخدام الطاقة في الولايات المتحدة قبل عام ١٩٧٣ بمعدل ٤٪ بالسنة ولكن معدل زيادة استخدام الطاقة الكهربائية كان يزداد بمعدل ٧٪ بالسنة والذي يؤدي الى مضاعفة الاستهلاك حوالي كل عشرة سنوات. وبناءً على ذلك فقد تم الاستنتاج بأن الكهرباء سيطغي استخدامها كمصدر للطاقة في حدود العام ٢٠٠٠، واستنتج ايضا من ان الطاقة النووية سوف تساهم بتجهيز القسم الاكبر من تلك الطاقة. ولاجل الايضاح فأن مقدار الطاقة الكهربائية الكلية المنتجة خلال عام ١٩٧٦ كانت ٥٠٠,٠٠٠ مليون واط كهرباء حيث كانت الطاقة النووية تشكل حوالي ١٠٪ في عموم الولايات المتحدة، علماً بأن هذه النسبة قد تصل الى ٣٠٪ في بعض الولايات مثل ولاية شيكاغو الامريكية. لقد توقعت اوساط عديدة بأن الطاقة المجهزة عن طريق استخدام الطاقة النووية قد تصل الى او تزيد عن ١٠٠٠ بليون واط بحلول عام ٢٠٠٠ وهذا ما يعادل ١٠٠٠ محطة توليد بحجم ١٠٠٠ مليون واط - كهرباء.

ان البعض من ذوي المعرفة بأمور العرض والطلب على الطاقة يتنبؤن بأستمرار التنامي في الاستهلاك بوتيرة عالية جدا ولكن الذي يبدو ان الاهتمام المتزايد الذي ساد في ١٩٧٤ لم يعد بنفس الجذوة في اواخر السبعينات حيث كانت التوقعات مابين ٨٥٠ - ١٤٠٠ مفاعل بقدرة ١٠٠٠ مليون واط - كهرباء في حين اصبحت التوقعات بحدود ٣٠٠ - ٤٠٠ مفاعل عن نفس القدرة المذكورة. وهذه التوقعات جاءت مبينة في تقرير وكالة الطاقة الذرية الامريكية WASH - 1139 (١٩٧٤)، والشكل (٩ - ٢) يعكس لنا هذه التوقعات حتى عام ٢٠٠٠.

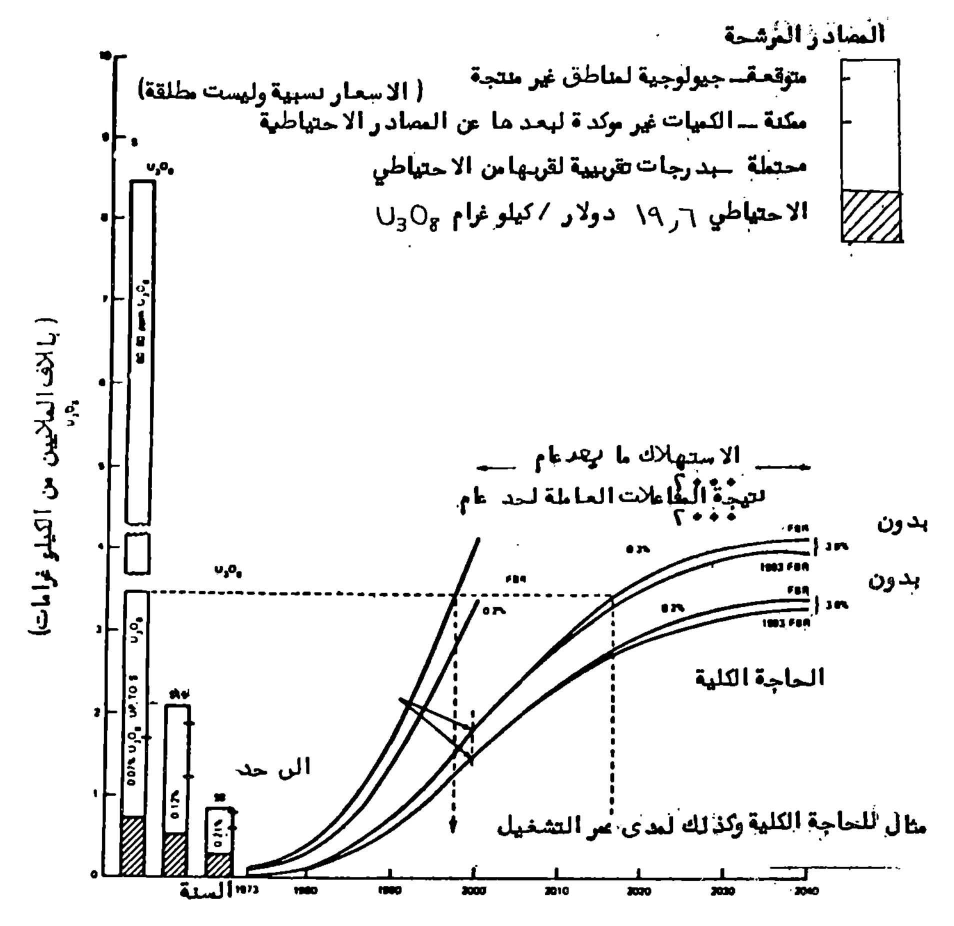
ان هذا المعدل المطرد يدر بالربح على الصناعة النووية وخاصة مصنعي مفاعلات الماء الخفيف. ولكن وكما رأينا سابقا فأن كمية اليورانيوم التي من الممكن استغلالها لايمكن وبأي حال من الاحوال ان تديم عمل ١٠٠٠ مفاعل وبأستهلاك قدره ٢,٧ - ٤,٥ مليون كيلوغرام من مادة U_3O_8 وذلك حسب تقديرات وكالة الطاقة الذرية الامريكية. ان هذا التباين بين العرض والطلب قاد الى الاستنتاج بأن هناك حاجة ملحة الى بديل آخر لهذا النوع من المفاعلات، وكان الاختيار هو مفاعل التوليد Breeder، ويصبح هذا النوع ضرورة ملحة فيها اذا اعتمدت الطاقة النووية كوسيلة لتوليد الطاقة الكهربائية.

وحتى عند ظهور اول مفاعل توليد تجاري بحدود عام ١٩٩٣، والتي تبدو الان مسألة فيها شيء من الشك، فأن الموازنة المطلوبة مع الحاجة الى خام اليورانيوم تبقى مسألة مهددة بالخطر وصعبة



الشكل (٩ ـ ٢) توقعات امكانية انتاج الطاقة الكهربائية من المصادر النووية

التحقيق. ويبين الشكل (٩ ـ ٣) الحاجة مع انتاج المفاعلات المولدة وبدونها مع افتراض عدم امكانية بناء اي مفاعل من مفاعلات التحويل الاعتيادية حتى بعد عام ٢٠٠٠. وبعد التمحيص نجد ان حتى هذه الحالة التي اخذت استهلاك الحد الادنى من اليورانيوم سوف تستنفد الحد الاعلى لتوقعات ERDA وهي ٣١٥٠ مليون كيلوغرام من U_3O_8. ان هذا الوضع يفرض علينا ايضا ان تحفظ نسبة التركيز في الجزء المنضب بحدود ٠,٢٪ لليورانيوم ـ ٢٣٥ في معامل التخصيب. وبما ان الدلائل تشير الى ان كميات اليورانيوم الموجودة اقل من توقعات ERDA، لذلك وجب التقليل من معدل زيادة الاعتماد على الطاقة النووية في توليد الطاقة الكهربائية في الوقت الحاضر. ومن الشكل (٩ ـ ٣) ومع معدلات الزيادة الحالية في استخدام الطاقة النووية فأن المفاعلات المولّدة تكون ذات فائدة ليس لتزويد مفاعل التحويل بالوقود ولكن لكي تسمح بأستمرار التوسع في استخدام الطاقة النووية بعد عام ٢٠٠٠. حتى ان توقعات ERDA حول مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة LMFBR المذكورة في التقرير ERDA - 1 والتي



الشكل (٩ ـ ٣) الطلب على اليورانيوم في حالة النمو السريع للطلب على الطاقة طيلة فترة العمر التشغيلي للمفاعل وكذلك الاحتياج الكلي.

عكست الحاجة الى ١٧٢٠ الف مليون واط ـ كهرباء تنتج بواسطة الطاقة النووية بحلول العام ٢٠٢٠ تصبح غير ممكنة التحقيق الا بواسطة مفاعلات التوليد.

ان مثل هذه التوقعات حول النهوض بتوسيع استخدام الطاقة النووية اصبحت الان غير محتملة الوقوع في حين كانت السبب الرئيسي والدافع الاساسي من اسباب النهوض ببرنامج مفاعلات التوليد السريعة FBR. من الجدير ذكره هنا، انه كانت هناك توقعات اكثر تفاؤلا حول امكانية تشغيل اول مفاعل توليد في الثمانينات، ولو صحت مثل هذه التوقعات لكان لها اثر كبير في تغيير مجرى الامور حول الطلب على اليورانيوم بشكل اكبر من الذي يظهر في الشكل (٩ ـ ٣). ولكن مازال يمكننا القول بأن برنامج مفاعلات التوليد مازال ارتباطا وثيقا مع الزيادة في طلب الوقود النووي والذي ينعكس من خلال البرامج النووية لاستخدام هذا النوع من الطاقة.

لقد طرأ تغيير جذري على توقعات ١٩٧٤ بالرغم من عدم الدقة الذي اتسمت به تلك التوقعات، فأنه يبدو ان عدد المفاعلات التي كان من المتوقع ان يتم تشغيلها حتى عام ٢٠٠٠ حسب توقعات ١٩٧٤ قد هبط الى النصف او اقل. بالرغم من ان الصناعة النووية وادارتها والحكومة الامريكية تتوقع ارقاما اعلى من ذلك ولكن المراقبين المختصين يعتقدون ان الحدود القصوى قد تكون حوالي ٣٠٠ ـ ٤٠٠ مليون كيلو واط ـ كهرباء حتى نهاية هذا القرن. وفيما اذا زاد الطلب اكثر من ٤٠٠ مليون كيلوواط فأن ذلك قد يتطلب جهودا استثنائية لبناء مفاعلات نووية. وانه لمن المعلوم ان المفاعلات التي تحت الانشاء حاليا والتي تعمل، تقترب من ٢٠٠ مليون كيلو واط.

ان جميع المفاعلات التجارية التي تنتج الان هي من نوع مفاعلات الماء الخفيف ذات العمر التشغيلي الاعتيادي والذي يمكن ان يحدد بحوالي ٣,٦ مليون كيلو غرام من U_3O_8 مع افتراض اعادة الوقود المحترق من اليورانيوم والبلوتونيوم بنسبة ٥٠٪ مع الوقود غير المكرر (الطري). واذا افترضنا حسب تقديرات NAS استخلاص ١٠٦٦ مليون كيلوغرام U_3O_8، لذلك فأن هذه الكمية من الوقود تستطيع ان تسد حاجة ٢٠٠ ـ ٣٠٠ مفاعل من مفاعلات الماء الخفيف، ويمكن زيادة هذا العدد فيما بعد اذا ما استغلت المصادر بشكل تفصيلي اكبر.

المنظور المتغير:

ان السببين الرئيسيين اللذين اديا الى تغير التوقعات حول الحاجة الى مزيد من الطاقة النووية، هما، التقليل والترشيد في استهلاك الطاقة والبحث عن مصادر اخرى للطاقة غير الطاقة النووية. وكما يبدو لاول وهلة فأن هذين السببين يرجعان في الاساس الى اسس اقتصادية، ولكن عوامل البيئة وتلوثها والسلامة العامة يضيفون سببا اخر لذلك.

ان تناقص معدلات الحاجة للطاقة مثلا، يمكن ان يعزى الى زيادة اسعار الطاقة او بسبب ترشيد في الاستهلاك مبني على قرارات سياسية او صحية عامة، وقد تكون بسبب انتفاء الحاجة الى مزيد من الطاقة. ان السبب الاخير لايؤثر على التوقعات الحالية وتوقعات السنين القليلة المقبلة حول الحاجة الى مزيد من الطاقة بسبب عدم الوصول الى حالة الاكتفاء الكلي. ولكن قد يكون ذلك صحيحا (ولو انه مستبعد) في غضون العشرات من السنين في المستقبل. اما السببان الاخران فقد يكون لهما تأثير في الوقت الحاضر والمستقبل القريب. ونستطيع توقع ذلك لان المسار التاريخي لاسعار الطاقة كان ثابتا تقريبا وحتى في هبوط في بعض الاحيان، في حين كان الطلب الى مزيد من الطاقة في تصاعد مستمر. ولكن هذه الحالة لايمكن ان تستمر كما برهنت السنون، فأن الاسعار في تزايد مستمر. لذلك فأن القرارات السياسية ستكون في صالح ترشيد الاستهلاك وحث الرأي العام على تقبل فكرة الترشيد لكي تتم الموازنة الاقتصادية في زيادة الاسعار وترشيد الاستهلاك للطاقة. بالاضافة الى ماتقدم فأن مسألة تلوث البيئة والاكتفاء الذاتي يرتبطان ارتباطا وثيقاً مع القرار السياسي والاقتصادي، وهذه كلها مجتمعة تحد من نمو الطلب لمزيد من الطاقة.

ان ماتقدم لا يعني تقليل عدد مفاعلات الطاقة النووية ولكن بدون شك سوف يؤثر على عدد المفاعلات التي سوف تشيد. ان السير في طريق تقليل الطلب على الطاقة يعني التوجه الى مصادر

اخرى قد تكون ذات طابع غير نووي او المزج بين مصادر الطاقة الاخرى القابلة للاستغلال. ان هذا الوضع وفي مجمل نواحيه يؤدي في النهاية الى تقليل الطلب بنسبة قد تكون اكبر من المتوقع فيما تم استثمار مصدر مشجع من مصادر الطاقة بحيث يضاهي او يفوق الطاقة النووية.

ان هذه المداخلات تقودنا الى الاعتقاد بأن الطلب على الطاقة النووية سيمر في فترة هبوط بعد عام ١٩٨٥. حيث في تلك الفترة ستكون المفاعلات النووية التي كانت تحت الانشاء في السبعينات قد انجزت وان القرارات التي تتخذ الان سوف تكون ذات تأثير مباشر. ان هذه الحالة قد تكون صحيحة بصورة عامة لكافة انواع الطاقة وليس النووية منها فقط. ان القرارات التي صنعت في اواسط واواخر السبعينات سوف نرى تأثيراتها في اواخر الثمانينات وليس الان، وذلك لان المشاريع التي هي الان تحت الانشاء لم تتأثر بهذه القرارات.

كما سبق عرضه فأن الولايات المتحدة الامريكية بحاجة الى ٣٠٠ـ٤٠٠ الف مليون واط ـ كهرباء من مصادر الطاقة النووية حتى عام ٢٠٠٠. ولكن القرار والطلب بعد ذلك مرهون بظروف المستقبل واحكامه. ولكن حتى هذه الحاجة من الطاقة النووية فهي بحد ذاتها تشكل عبئا كبيرا على مصادر اليورانيوم في الطبيعة. لذلك فأن مفاعلات التوليد طرحت وتطرح نفسها كبديل سريع لحل الازمة. ولكن بما ان ظروف تطور مفاعلات التوليد المبردة بالمعادن المنصهرة لم يحالفها الحظ لحد الان لذلك فأن وجود حل سريع وآني للازمة غير ممكن حاليا. وازاء هذا الوضع فأن الحل الامثل هو الاتجاه نحو استنفار الامكانيات والطاقات للبحث عن مصدر للطاقة بديلة عن اليورانيوم او البحث عن مصادر طبيعية اخرى لليورانيوم. ان مفاعلات التوليد لاتزال تحتل مكان الصدارة في قائمة الحلول للازمة الحالية في شحة مصادر اليورانيوم وزيادة الاسعار.

Lieberman, M. A., "United States Uranium Resources – An Analysis of Historical Data," *Science*, vol. 192, p. 4[illegible]1 (1976).

Examines the success rate for finding uranium, with the conclusion that ERDA uranium resource estimates are substantially too high. See also several letters on the subject in *Science*, vol. 196, p. 600 (1977).

Searl, M. F., "Uranium Resources to Meet Long Term Uranium Requirements," Electric Power Research Institute report EPRI SR-5 (November 1975) (NTIS).

After considering past coverage of uranium exploration activities, concludes that actual resources may be considerably greater than current estimates.

von Hippel, F., and Williams, R. H., "Energy Waste and Nuclear Power Growth," *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 32, p. 14 (December 1976).

Argues that ERDA's projections of nuclear growth imply substantial inefficiencies in energy use.

WASH-1139(74). "Nuclear Power Growth, 1974-2000," U.S. AEC report WASH-1139(74) (1974) (NTIS).

Makes estimates of growth rate of nuclear power during the period 1974 to 2000.

Bibliography — Chapter Nine

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

The Committee on Nuclear and Alternative Energy Systems of the National Academy of Sciences – National Research Council conducted a study of various energy technologies from 1975 to 1977. Their results, including those on uranium resources and growth of nuclear power, should be published in 1978.

CONF-CF-74-5-26. "A Cursory Survey of Uranium Recovery for Chattanooga Shale," Oak Ridge National Laboratory report CONF-CF-74-5-26, (May 1974) (NTIS).

Cursory examination of how uranium might be obtained from shales.

EPRI EA-400. "Uranium Data," Electric Power Research Institute report EPRI EA-400 (June 1977) (NTIS).

Examines available estimates on uranium resources, as well as the methods by which the estimates are obtained.

EPRI EA-401. "Uranium Exploration Activities in the United States," Electric Power Research Institute report EPRI EA-401 (June 1977) (NTIS).

Examines current uranium exploration and considers how the resulting information might be improved.

ERDA-1. "Report of the Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program Review Group," U.S. ERDA report ERDA-1 (January 1975) (NTIS).

On basis of growth rates stated in WASH-1139(74), estimates uranium requirements, leading to conclusion that LMFBR is required.

ERDA-1535. "Final Environmental Statement, Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program," 3 vols., U.S. ERDA report ERDA-1535 (December 1975), with "Proposed Final Environmental Statement," 7 vols., U.S. AEC report WASH-1535 (December 1974) (NTIS).

Statement of environmental aspects of the LMFBR program, including radioactive emissions and resource utilization.

ERDA-76-1. "A National Plan for Energy Research, Development and Demonstration: Creating Energy Choices for the Future, 1976," vol. 1: "The Plan," U.S. ERDA report ERDA-76-1, U.S. Government Printing Office (April 1976).

Gives projections for the growth of nuclear power, as estimated in 1976.

Ford Foundation/MITRE Corporation, "Nuclear Power: Issues and Choices," (Ballinger, Cambridge, Mass., 1977).

Makes its own comparison of uranium resources and projected need, concluding LMFBR can be delayed.

GJBX-11(77). "Annual NURE Report 1976," Bendix Field Engineering Corporation report GJBX-11(77) (1977) (P.O. Box 1569, Grand Junction, CO 81501).

Brief report of progress on the National Uranium Resource Evaluation during 1976.

GJO-111(76). "National Uranium Resource Evaluation, Preliminary Report," U.S. ERDA report GJO-111(76) (1976) (available from Bendix Field Engineering Corporation, P.O. Box 1569, Grand Junction, CO 81501).

States estimated uranium resources as of January 1, 1976.

الفصل العاشر

استثمارات اليورانيوم
في المفاعلات المتطورة



الفصل العاشر

استـــثـــمارات اليـــورانـــيـــوم
في المـــفـــاعـــلات المـــتـــطورة

ان المفاعلات التي تم التطرق الى وصفها في القسم الثاني من هذا الكتاب قد صممت بصورة اساسية للاستخدام في انتاج الطاقة الكهربائية من الطاقة النووية المتحررة من تفاعلات الانشطار النووية لعنصر اليورانيوم ـ ٢٣٥. ان تلك السرعة التي نمت فيها استخدامات المفاعلات المذكورة جاءت في وقت كانت فيه اسعار اليورانيوم رخيصة نسبياً ومصادره كانت، حسب الاعتقاد، متوفرة حينئذ ولعشرات السنين في المستقبل. اما بعد ان بدأت تلوح في الافق شكوك حول وفرة هذه المادة وما رافقها من ارتفاع في اسعار استخلاص اليورانيوم من خاماته، اصبحت الافكار الاكثر اقتصادية في استخدام اليورانيوم تظهر قيد المناقشة والبحث. وكان لابد ان تكون اول فكرة اقتصادية تبرز هي فكرة اقتصادية النيوترونات المتكونة في المفاعل والتي تنصّبُّ في استثمار اكبر عدد من النيوترونات الناتجة من عملية الانشطار النووي واستخدامها في سبيل الحصول على مواد جديدة قادرة على التفاعل من جديد مع اطلاق طاقة اضافية جديدة. ان هذه الفكرة هي فكرة تحويل العناصر الخصبة Fertile الى عناصر انشطارية fissile، حيث ان الاخيرة هي التي يمكن ان تتفاعل وتطلق طاقة وبذلك فأن عدد الذرات الانشطارية المستهلكة والموجودة اصلا كذرات يورانيوم ـ ٢٣٥ يقل نسبة الى كمية الطاقة المنبعثة. ان هذه هي الفكرة الاساس لمفاعلات التوليد.

من الناحية الفعلية فأن المصادر المتوفرة لانتاج الطاقة النووية تتجسد في ترسبات خامات اليورانيوم والثوريوم. ومن هذه العنصرين فأن المادة الانشطارية وهي النظير ـ ٢٣٥ تمثل فقط ٧,٠٪ من اليورانيوم وهذه المادة الانشطارية هي التي تحرر الطاقة عند انشطارها. وبقية اليورانيوم والتي تمثل ٩٩,٣٪ وجميع الثوريوم فيمثلان مصادر كامنة من الممكن استغلالها فقط بعد تحويلها الى مادة انشطارية بأقتناص النيوترونات. ان عملية التحويل هذه تعتمد على تكون عنصر البلوتونيوم ـ ٢٣٩ من اليورانيوم ـ ٢٣٨ وعنصر اليورانيوم ـ ٢٣٣ من الثوريوم ـ ٢٣٢. ان هذه العناصر الجديدة المتكونة قابلة للانشطار ويمكن استثمارها لانتاج الطاقة كما مر ذكره في انواع المفاعلات في القسم الثاني من الكتاب. ولكن مفاعلات التحويل التي تم ذكرها converter تعتمد على هذه الفكرة الاساسية ولكنها لم تصمم بشكل اقتصادي بحت. وعليه فأن كل من هذه المفاعلات يحتاج الى ٢,٧ ـ ٥,٤ مليون كيلو غرام من اوكسيد اليورانيوم U_3O_8 لكي يبقى المفاعل طيلة فترة تشغيله، وفي النهاية (نهاية عمر المفاعل) نجد ان نسبة قليلة من المادة الانشطارية التي وضعت اصلا قد تبقى في المفاعل. لذلك فأن هذه التصاميم تميل الى تجميد كميات كبيرة من الوقود في بداية التشغيل والتي ليس لها مردود محسوس في النهاية.

من المعلوم ان الجزء الاكبر من الطاقة المنتجة في هذه المفاعلات تأتي من انشطار اليورانيوم - ٢٣٥ الطبيعي. وفي المفاعلات المصممة لاستغلال اقتصادية النيوترونات فأنها تنتج طاقة وبكميات مقاربة للاولى نتيجة لانشطار النوى المتكونة من عملية تحويل العناصر الخصبة الى عناصر انشطارية. مما تقدم يظهر انه لو صمم المفاعل بشكل بحيث تكون له الامكانية على تحويل عناصر خصبة الى انشطارية وبنسبة اكبر، لكان لمحطات الطاقة النووية التي تستخدم هذه المفاعلات القابلية على انتاج الطاقة بنسبة اكبر من العناصر الخصبة U - ٢٣٨ والثوريوم - ٢٣٢ بدلا من استهلاك اليورانيوم - ٢٣٥ القابل للانشطار والنادر الوجود في الطبيعة.

ان هذه المفاعلات على نوعين، الاول هي المفاعلات الحرارية (التي تكثر فيها النيوترونات البطيئة او الحرارية) Thermal Reactors والثاني هي المفاعلات السريعة Fast Reactors. ان المفاعلات التي تم ذكرها في القسم الثاني هي من النوع الاول، وذلك لانها تستخدم المواد المهدئة Moderators للتقليل من سرعة النيوترونات وخفض طاقتها الى حدود الطاقة الحرارية حيث تكون سرعة التفاعل الانشطاري ومقطعه العرضي اعلى مايمكن. ولزيادة نسبة تحويل العناصر الخصبة الى انشطارية، يتوجب تغيير التصميم النيوتروني للاستفادة من النيوترونات او بتبني طرق جديدة للوصول الى هذه الغاية. في اغلب الاحيان فأن المفاعلات المتطورة قد تستطيع الوصول الى حالة التوازن في تحويل مواد خصبة الى انشطارية بقدر ماتحرق من مادة انشطارية وبذلك فأن نسبة العناصر الانشطارية تبقى ثابتة. انه لمن الممكن ان تتجاوز حدود حالة التوازن بنسبة قليلة جدا ونصل الى «حدود التوليد» (near Breeding)، ولكن هذه النسبة القليلة غير كافية من الناحية الاقتصادية.

ان الهدف الاقتصادي المرتكز الى توليد عناصر انشطارية بنسبة اكبر من الكمية التي تحترق في المفاعل لايمكن ان يتحقق الا بأستخدام المفاعلات المولدة السريعة FBR. ان هذا النوع من المفاعلات سوف يفتح الطريق امام برنامج يعتمد بصورة رئيسية على الطاقة النووية في توليد الطاقة الكهربائية وسد الحاجة اليها. ان الهدف الاساس هو تصميم مفاعل توليد سريع يولد موادا انشطارية بكميات تتناسب مع الزيادة الحاصلة في الطلب على الطاقة وذلك بمضاعفة المواد الانشطارية المتولدة في فترات زمنية تتناسب مع مضاعفة الطلب على الطاقة.

ستتم مناقشة الجوانب التكنولوجية للمفاعلات المولدة السريعة والمفاعلات الحرارية الغريبة من حدود التوليد في الفصلين الثالث عشر والرابع عشر. وسنقوم في هذا الفصل بمناقشة مسألة استثمار الوقود النووي لهذين النوعين بغض النظر عن التفاصيل التكنولوجية.

مفاعلات التويلد السريعة (FBR)

تتجنب المفاعلات السريعة عملية تحويل النيوترونات الى نيوترونات حرارية وذلك للاستفادة من كون امتصاص النيوترونات السريعة بواسطة المادة الخصبة يؤدي، بالمعدل، الى عدد اعلى من النيوترونات الناتجة عن الانشطار.

ان الفرق بين عدد النيوترونات الناتجة عن عملية الانشطار بواسطة النيوترونات السريعة

والبطيئة (الحرارية) قليل من الناحية العددية وهو جزء من الواحد الصحيح. ولكن هذه الزيادة القليلة التي تزيد عن نيوترونين انشطاريين يتكونان من عملية الانشطار بواسطة نيوترون حراري واحد هي العامل المهم في هذا النوع من المفاعلات. اننا نحتاج الى نيوترون واحد (كمعدل) لاستمرار التفاعل المتسلسل وكذلك نحتاج الى نيوترون اخر لتحويل نواة خصبة الى نواة انشطارية (حيث ان هذه النواة ستعوض النواة التي انشطرت واعطت نيوترونات وطاقة)؛ اما الزيادة القليلة الباقية ستفيد في التغلب (تعويض) على مسارات النيوترونات الغير مثمرة والتي تشمل النيوترونات التي تهرب او تتسرب من المفاعل والتي يتم اقتناصها بواسطة المواد السامة الموجودة في المفاعل لاغراض السيطرة او غيرها من الطرق الاخرى التي ينجم عنها خسارة في اقتصادية النيوترونات المتولدة. ولغرض تتبع استهلاك النيوترونات في المفاعل فأن الجدولين (٥ ـ ٢) و (٧ ـ ٢) يبينان ذلك بشكل مفصل. لذلك فأن مفاعل التوليد ذا التصميم الامثل هو المفاعل الذي يتخلص من كل هذه الخسارات الغير مثمرة. هناك ثلاث عناصر انشطارية مهمة وهي اليورانيوم ـ 235، البلوتونيوم - 239 واليورانيوم 233 وكلها تطلق عددا من النيوترونات مقداره ايتا (η) (eta) عند انشطارها بعد اقتناصها الى نيوترون واحد بطاقة مقدارها مليون الكترون فولت (1 Mev) او اعلى (لاحظ الملحق ـ جـ ـ) والجدول (٤ ـ جـ) والشكل (١ ـ جـ). ان عنصر البلوتونيوم ـ ٢٣٩ هو الانسب من بين هذه العناصر الثلاث وذلك لان قيمة ايتا (η) له تقارب العدد (٣) وضمن مدى لابأس به من الطاقة بالنسبة الى النيوترونات المهاجمة. ان هذا العدد مناسب تماما الى حدوث عملية التوليد حيث انه يزيد على العدد (٢). (لاحظ الشكل ١٠ ـ ١).
ان انتاج النيوترونات (η) (neutron yeild) بالنسبة الى عنصر اليورانيوم ـ ٢٣٣ لايضاهي ذلك الذي نحصل عليه من الرقم (٢) وعلى مدى طاقة اوسع من ذلك الذي عليه للبلوتونيوم بالنسبة للنيوترونات المهاجمة. لذلك يمكن اعتبارها من ضمن المواد الانشطارية التي يمكن ان يحمل بها مفاعل التوليد السريع حتى في الظروف التي لايمكن فيها التخلص من المهدىء في المفاعل Modersator (تهدئة بصورة نسبية) وذلك بسبب قابليتها على التفاعل والانشطار بواسطة نيوترونات بمدى طاقة واسع وليس السريعة منها فقط. اما بالنسبة الى اليورانيوم ـ ٢٣٥ فأن قيمة ايتا ليست عالية بما فيه الكفاية على مدى طاقة مناسب لكي تتناسب مع وضع تصميم لمفاعل توليد عملي.

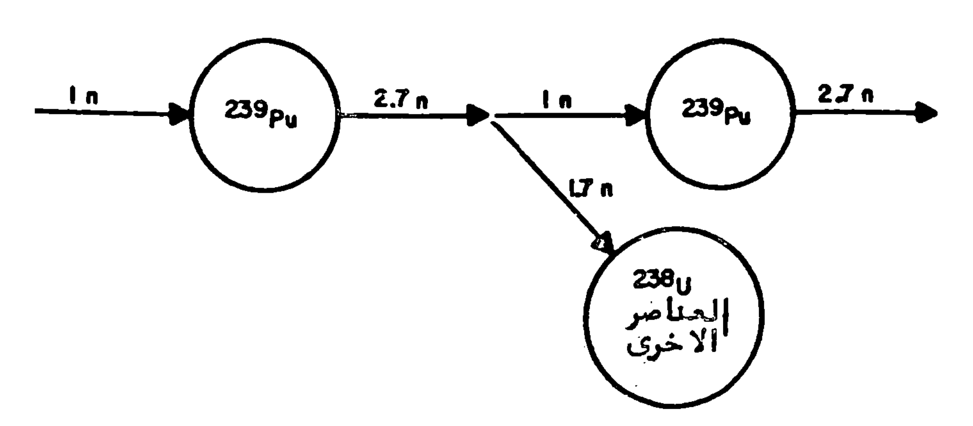
يتضح مما تقدم ان التصميم الامثل لمفاعل التوليد السريع هو الذي يستخدم البلوتونيوم كمادة انشطارية واليورانيوم ـ ٢٣٨ كمادة خصبة اثناء عملية التحميل. وفي جميع الحالات فأن المواد المستخدمة في دورة التبريد وتراكيب قلب المفاعل يتم اختيارها على اساس انها قليلة الكفاءة في تهدئة النيوترونات السريعة، وبذلك يتم الحصول على اعلى انتاج من النيوترونات الانشطارية بعد امتصاص نيوترون انشطاري واحد. ستتم مناقشة الانواع المتميزة من المفاعلات السريعة، في الفصل ١٣ من هذا الكتاب.

ان الفكرة الاساسية التي يعتمد عليها مفاعل التوليد هي ان معامل او نسبة التحويل Conversion ratio فيها تكون اكبر من الواحد الصحيح، وبذلك تكون كمية المواد الانشطارية المتكونة من المواد الخصبة اكبر من كمية المواد الانشطارية التي يحرقها المفاعل عند اشتغاله. ان نسبة التوليد هي النسبة بين كمية المادة الانشطارية المتولدة الى كميتها المستهلكة اثناء التشغيل.

ان تعريف نسبة التوليد Breeding ratio اكثر دقة من نسبة او (معامل) التحويل وذلك لان مفاعلات التوليد تجري عملية التحويل على نفس المادة الخصبة التي توضع في المفاعل وتحول الى مادة انشطارية من نفس نوع مادة الوقود (كتحويل اليورانيوم ـ ٢٣٨ بلوتونيوم) في مفاعل يستخدم البلوتونيوم ـ ٢٣٩ كمادة وقود انشطارية. اما نسبة التحويل او معامل التحويل فقد يصح على الحالة التي يستخدم فيها البلوتونيوم ـ ٢٣٩ كوقود في حين ان عملية التحويل تجري على الثوريوم ـ ٢٣٢ لتحويله الى يورانيوم ـ ٢٣٣ وهذا بدوره يمثل المصدر الجديد للمادة الانشطارية. من هذا يتضح ان نسبة التحويل لاتفرق بين المادة الانشطارية الاصلية المستعملة كوقود والمادة الانشطارية المتكونة من عملية التحويل.

ان نسبة التوليد تعتمد بصورة مباشرة على مدى تطور تصميم المفاعل وبصورة خاصة على الجزء المتعلق بتصميم الوقود المستخدم. من المتوقع ان تكون نسبة التوليد لمفاعلات التوليد السريع المبردة بواسطة المعادن المنصهرة بحدود ١,١ وقد تصل الى ١,٢ في التصاميم الحديثة. من ناحية اخرى قد تصل نسبة التوليد الى ١,٤ في مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالغاز (التفاصيل في الفصل ١٣ من هذا الكتاب).

ان نسبة التوليد او التحويل تعكس خصوصية المفاعل من الناحية النيوترونية، ولكن من ناحية الفائدة المرجوة من مفاعلات التوليد فأن مسألة المقارنة بين مايقدمه هذا النوع من المفاعلات من مواد انشطارية ومايتطلبه التزايد في الطلب على الطاقة من هذه المواد يحدد العامل الاساس في تحديد التوافق الزمني المطلوب في سد الحاجة من الوقود وبكميات اقتصادية معقولة. لذلك نرى ان العامل المهم الذي يجب معرفته هو زمن المضاعفة Doubling time وهو الفترة الزمنية اللازمة للمفاعل لكي ينتج مواد انشطارية بضعف كمية المواد الانشطارية التي تم وضعها في المفاعل عند بداية تشغيله. ويعرف زمن المضاعفة اعتياديا بأنه الزمن اللازم الذي يشتغله المفاعل لكي يولّد من الوقود بكميات اضافية مايكفي لتشغيل مفاعل آخر.



الشكل (١٠ ـ ١) مخطط الموازنة النيوترونية في مفاعلات التوليد السريعة التي تستخدم اليورانيوم ـ البلوتونيوم

بما ان كمية الطاقة الكهربائية التي يتم الحصول عليها من محطات الطاقة النووية تتناسب مع كمية الوقود المستخدم (وبصورة ادق مع عدد النوى للعناصر الانشطارية المحمل بها المفاعل)، من هذا نستنتج العلاقة الطردية بين زمن المضاعفة ونسبة التوليد. نستطيع ان نعرف كمية اخرى هي كسب التوليد Breeding gain وهو عبارة عن الزيادة عن الواحد الصحيح التي تزيد لها نسبة التوليد (فأذا كانت نسبة التوليد ١,١ فأن كسب التوليد هو ١,٠). وبذلك فأن فائدة التوليد تمثل كمية الزيادة في المادة الانشطارية المتولدة في المفاعل (زيادة على انتاج كمية مماثلة للكمية التي احترقت في المفاعل لنفس فترة التشغيل) في اليوم الواحد ولأي مستوى في طاقة التشغيل power level بأعتبار ان العوامل الاخرى مثل كمية الطاقة الكهربائية التي يسببها الانشطار ثابتة ايضا.

في الواقع ان حسابات زمن المضاعفة تعتمد كليا على كمية المادة الانشطارية الموجودة، وهذه يجب ان تشمل تلك الموجودة في المنظومات الساندة مثل اعادة معاملة الوقود ومنظومة التخصيب والخزين من الوقود وكذلك الكميات المتواجدة ضمن مراحل تصنيع الوقود والمنظومات الاخرى.

فأذا اخذنا على سبيل المثال مفاعل توليد سريع بقدرة ١٠٠٠ ميكاواط - كهرباء من نوع LMFBR، فأن كمية الوقود التي يُحمَّل بها المفاعل تتراوح بين ١٨٠٠ - ٢٧٠٠ كيلوغرام من المادة الانشطارية وبصورة اساسية من عنصر البلوتونيوم بالاضافة الى حوالي ٤٥ الف كيلوغرام من المادة الخصبة مثل اليورانيوم - ٢٣٨. ان كمية المواد الانشطارية الموجودة في دورة معاملة الوقود قد تكون مقاربة لما ذكر عنها في الوقود الموجود في المفاعل او اقل من ذلك بقليل. وبذلك فأن الكمية الكلية المخصصة لمفاعل واحد من المادة الانشطارية يقدر بحوالي ٤٥٠٠ - ٥٤٠٠ كيلوغرام. وبالمقارنة مع مفاعل يحتاج الى كمية وقود اقل سوف يكون له زمن مضاعفة اصغر من الزمن للمفاعل الذي يحتاج الى وقود بكمية اكبر (على اعتبار ان المتغيرات الاخرى ثابتة بالنسبة للمفاعلين قيد المقارنة).

من الطبيعي، في حالة كون الطلب للطاقة النووية يسير بمعدل بطيء، فأن طول او قصر زمن المضاعفة ذو اهمية ضئيلة بسبب قلة الطلب على هذه الطاقة والذي يترجم بقلة الطلب على مفاعلات اضافية ووقود اضافي. ولكن حتى في هذا الظرف فأن كمية المادة الانشطارية يجب ان يحسب لها حساب لايقل اهمية في حال عنه في آخر، وذلك لان التحميل الاولي لمفاعلات التوليد السريعة يجب ان يجهز من قبل مفاعلات الماء الخفيف الحرارية Thermal Reactors. نحن نعلم انه بالامكان استخلاص حوالي ٢٧٠ كيلوغرام من البلوتونيوم في السنة الواحدة من الوقود المحترق لمفاعل واحد(أنظر الشكل و - ٢)، والذي تشكل المادة الانشطارية من البلوتونيوم - ٢٣٩ والبلوتونيوم - ٢٤١ حوالي ١٨٠ كيلوغرام اي حوالي ٦٦٪ من البلوتونيوم الكلي. وبالتقريب فأن فترة تشغيل مقدارها ٢٠ سنة لمفاعل واحد تستطيع توليد كمية كافية من البلوتونيوم لتحميل مفاعل توليد سريع واحد. وبذلك فأذا تم تشغيل مئات من المفاعلات الحرارية فأنه يصبح بالامكان تشغيل عدة مفاعلات في السنة الواحدة، (كمثال :(١٠٠) مفاعل حراري يستطيع تشغيل خمسة مفاعلات توليد في السنة). وان التقليل في كمية الوقود التي يحتاجها مفاعل التوليد الواحد يساعد على زيادة عدد المفاعلات التي يمكن تشغيلها في السنة الواحدة.

ان الوقود الاخر الذي يجب ان يزوّد به مفاعل التوليد هو المادة الخصبة، والتي هي اما يورانيوم - ٢٣٨ او ثوريوم - ٢٣٢. فاليورانيوم المنضب من منظومات التخصيب يطرح كفضلات وهو

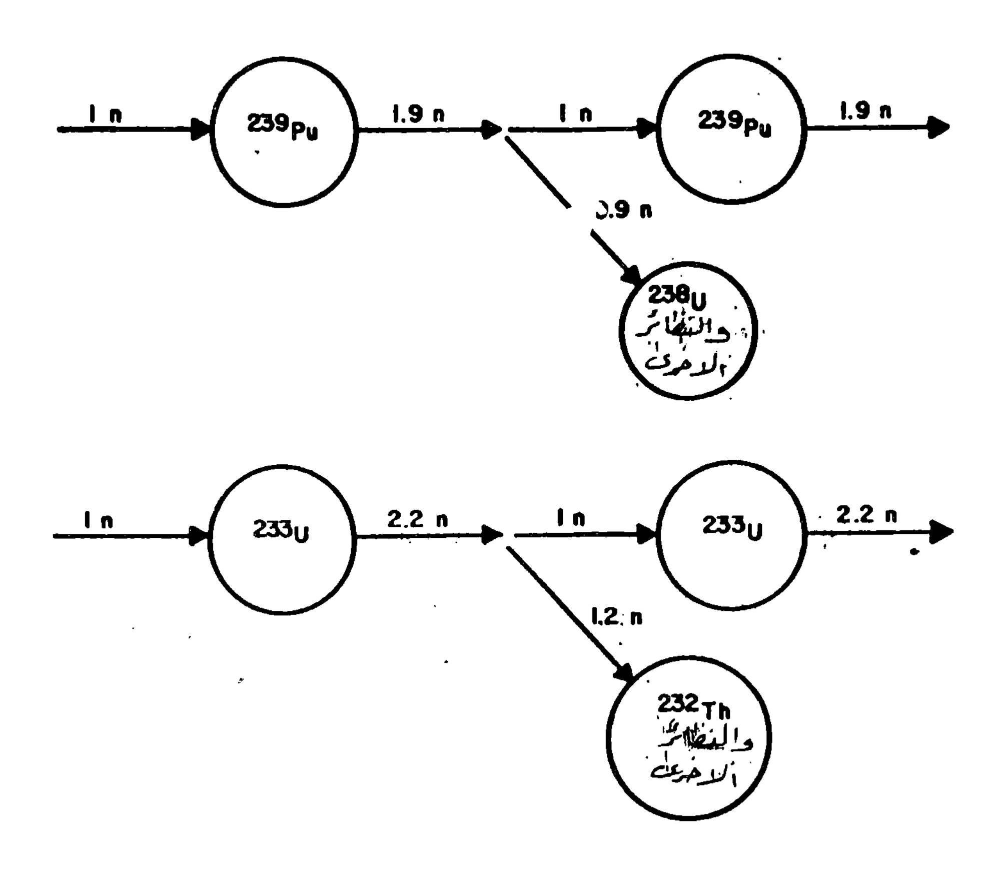
الحاوي على نسبة عالية جدا من اليورانيوم ـ ٢٣٨ وبكميات كبيرة قد تبلغ في الولايات المتحدة حوالي ٢٠٠ مليون كيلوغرام قد تكفي لتجهيز عدة مفاعلات توليد سريع كبيرة ولفترة قرن من الزمن تقريبا. من هذا نرى ان مفاعلات التوليد السريع تستلم جميع وقودها كنواتج عرضية من دورة وقود مفاعلات الماء الخفيف الحرارية. وكذلك يستطيع هذا النوع من المفاعلات استغلال كميات الثوريوم الموجودة مرورا بما يسمى بدورة وقودة الثوريوم. لهذا فأن مفاعلات التوليد السريع لاتسرع في عملية استنفاذ مصادر اليورانيوم في الطبيعة، وهي بذلك تقلل من الاعتماد على مصادر العناصر الانشطارية الموجودة في الطبيعة.

المفاعلات الحرارية العالية التحويل

ان المفاعلات الحرارية المتطورة يمكن تصميمها بشكل يسمح لها بأستثمار النيوترونات بشكل افضل مما هو عليه الحال في مفاعلات التحويل التي تم ذكرها في القسم الثاني من هذا الكتاب. في مفاعلات التحويل يتوجب الحصول على نسبة تحويل عالية نسبياً بعد فترة من ابتداء تشغيل المفاعل لكي يتم الوصول الى حالة توازن من حيث كمية الوقود المحترقة والمتحولة من المادة الخصبة. ان هذه الحالة تعني ان نسبة التحويل تساوي واحداً، وبذلك لاتضاف الى الوقود الاصلي اية كميات اخرى مساعدة لتشغيله. ولكن هذه النسبة تكون اقل من الواحد الصحيح في بعض الاحيان مما يتوجب اضافة كميات قليلة نسبياً للمحافظة على نفس كمية المواد الانشطارية الموجودة اصلاً في المفاعل. ان هذا يعني انه في حالة تعطيل مفاعل عن العمل فأن وقوده يكون صالحاً لتشغيل مفاعل اخر جديد يحل محل المفاعل القديم دون احداث هدر في مصادر المواد الانشطارية في الطبيعة.

ان مفاعلات التحويل الحرارية تستطيع تخطي حالة التوازن الاكتفائي (الذاتي) Break - even في بعض الاحيان ولو بكمية قليلة، اي ان نسبة التحويل تصبح اكبر من الواحد الصحيح بجزء صغير. في معظم المفاعلات الحرارية فأن كل نيوترون يتم اقتناصه محدثا انشطاراً يتحرر كنتيجة لذلك نيوترونان او مايقارب ذلك من عملية الانشطار. لذلك فأن حالة التوازن تستوجب ان يستغل نيوترون واحد لادامة التفاعل المتسلسل بأحداث انشطار اخر، اما النيوترون الاخر فيستخدم لتكوين نواة انشطارية من نواة خصبة لتعويض النواة التي انشطرت مزيحة طاقة نووية يتم تحويلها فيها بعد الى طاقة كهربائية. ولاجل ان يحدث ذلك كله نرى اهمية توفر مصدر للنيوترونات اضافي لكي يعوض الخسارة التي تحصل نتيجة هروب النيوترونات وامتصاصها من قبل المواد التركيبية في حوض وقلب المفاعل. ان هذا المصدر يجب ان يكون ذاتيا، وبهذا نستطيع ان نلمس وجوب ان يكون لدينا اكثر من نيوترونين لكل انشطار، ولعل ذلك يكون ممكنا اذا احسن اختيار الوقود والمهدىء مع اتخاذ التدابير اللازمة لمنع تسرب النيوترونات او حصول اي خسارة فيها بسبب تفاعلات غير مفيدة.

في الواقع ان مفاعلات الماء الخفيف الحرارية الحالية تمتاز بنسبة تحويل بحدود ٠,٦ فقط وذلك لسببين اساسيين هما، الاول، هو ان المهدىء المستعمل هو الماء ومايحويه من مواد لاغراض السيطرة على الفعالية والتي تمثل سموما بالنسبة الى النيوترونات بسبب امتصاصها لها، وبذلك



الشكل (١٠ ـ ٢)

مخطط يوضح الموازنة النيوترونية (توليد وتحويل) للبلوتونيوم - 239 واليورانيوم - 233 في المفاعلات الحرارية.

يقل عدد النيوترونات الناتج عن عملية الانشطار. والسبب الثاني هو ان وقود هذا النوع من المفاعلات الحرارية يتكون من خليط من اليورانيوم ـ ٢٣٥ واليورانيوم ـ ٢٣٨ بالاضافة الى وجود البلوتونيوم ـ ٢٣٩، حيث ان هذا الخليط من الوقود لايستطيع المحافظة على نسبة تحويل قيمتها واحد. ان السبب في ذلك يرجع الى ان عدد النيوترونات الانشطارية التي يبعثها كل من اليورانيوم ـ ٢٣٥ والبلوتونيوم ـ ٢٣٩ تكاد تصل الى القيمة (٢) والتي تمثل الحد الادنى (مع اهمال الخسارة) للحصول على نسبة تحويل قيمتها واحد، ولكن في الحقيقة ان هذه النسبة اقل من الواحد بسبب فقدان نيوترونات في تفاعلات غير مفيدة بالاضافة الى تسربها من قلب المفاعل (انظر الملحق جـ). ان كل ماتقدم تسبب في جعل قيمة نسبة التحويل تنحدر الى القيمة ٠,٦ مما يدعو الى اضافة وقود اضافي الى المفاعل عوضاً عن نسبة الوقود المحترق والذي لم يتم تعويضه بتحويل المادة الخصبة الى مادة انشطارية.

في الحالات التي يستخدم فيها الثوريوم ـ ٢٣٢ كمادة خصبة، فأن الحالة تختلف تماما. ان قيمة المقطع العرضي لامتصاص النيوترونات هي اعلى بالنسبة لعنصر الثوريوم ـ ٢٣٢ عما هي عليه بالنسبة لليورانيوم ـ ٢٣٨ (انظر الملحق جـ) وبذلك فأنه يمكن تحويل كمية اكبر من الثوريوم الى يورانيوم ـ ٢٣٣. وبذلك فأنه يمكن انتاج مادة انشطارية بكمية اكبر اذا استعمل الثوريوم بدلاً من اليورانيوم ـ ٢٣٨ فيما لو تشابهت الظروف الاخرى في الحالتين. ان هذا يعني كذلك اننا سوف نحتاج الى كمية اكبر من الوقود في بداية التشغيل وذلك بسبب كبر قيمة المقطع العرضي للثوريوم والذي يستهلك في البداية كمية اكبر من النيوترونات التي يستهلكها اليورانيوم ـ ٢٣٨. ان سبب تفوق اليورانيوم ـ ٢٣٣ كما يظهر من الشكل ٢ ـ ١٠ هو ان عدد النيوترونات الناتجة عن انشطار نواة اليورانيوم ـ ٢٣٣ هو مايقارب او يزيد على ٢,٢ نيوترون لكل نيوترون يمتص من قبل النواة الانشطارية. ان هذا الرقم جيد جدا فيما اذا قورن مع النيوترونات التي نحصل عليها من اليورانيوم ـ ٢٣٥ والبلوتونيوم ـ ٢٣٩ اللذين يعطيان قيمة تقارب العدد (٢) (انظر الشكل ١٠ ـ ٢). ان هذا يقود الى الاستنتاج من ان اليورانيوم ـ ٢٣٣ هو وقود حراري افضل من البلوتونيوم ـ ٢٣٩ وكذلك اليورانيوم ـ ٢٣٥.

ان احسن وقود ممكن الحصول عليه في احسن الظروف هو وقود الثوريوم ـ ٢٣٢ اليورانيوم ـ ٢٣٣ الذي يمثل فيه اليورانيوم المادة الانشطارية والثوريوم هو المادة الخصبة التي تعوض اليورانيوم المحترق. ولكن بما ان اليورانيوم ـ ٢٣٣ لايوجد في الطبيعة (بسبب قصر نصف عمره الفيزياوي)، لذلك ولغرض الوصول الى وجود اليورانيوم ـ ٢٣٣، يضاف اليورانيوم ـ ٢٣٥ او البلوتونيوم ـ ٢٣٩ في البداية كمادة انشطارية لكي تبدأ عملية توليد اليورانيوم ـ ٢٣٣. وبما انه يوجد هناك بعض الشك في امكانية بناء مفاعلات توليد تستخدم الثوريوم ـ ٢٣٢ واليورانيوم ـ ٢٣٣ للحصول على نسبة تحويل قريبة من الواحد الصحيح، لذلك فأن المادة الانشطارية التي يجب ان تجهز هي اليورانيوم ـ ٢٣٥ او البلوتونيوم ـ ٢٣٩ لغرض انتاج اليورانيوم ـ ٢٣٣ وبكميات تكفي لاستمرار التفاعل المتسلسل.

اذا ما امعنا النظر في الجدول (١٠ ـ ١) وجدنا ان هناك شيئا من الامل في ان يكون بالامكان استخدام الثوريوم في وقود انواع عديدة من المفاعلات وتحت ظروف مختلفة. ان النتائج المعروضة لمفاعلات الماء المغلي BWR والماء المضغوط PWR تعود الى برامج ومنظومات تحت الانشاء،

جدول رقم (١٠ - ١)
خصائص وقود المفاعلات الحرارية

الخصائص	مفاعل الماء المغلي	مفاعل الماء المضغوط الاعتيادي	مفاعل درجات الحرارة العالية المتطور	مفاعل درجات الحرارة العالية المتطور	مفاعل الكاندو بالثوريوم	مفاعل الكاندو الاعتيادي	مفاعل حراري متطور
الكفاءة الحرارية (٪)	٣٤	٣٣	٣٩	٣٩	٣٠	٣٠	٣١
القدرة النوعية (ميكاواط حراري/١٠٠٠كيلو يورانيوم)	٢٨	٣٨	٨٢	٦٩	٢٥,٦	٢٢	١٣
معدل مستوى التشعيع للتحميل الاولي والغلاف الخارجي (ميكاواط يوم /١٠٠٠ كيلو يورانيوم)	١٧٠٠٠	٢٢٦٠٠	٥٤٥٠٠	٣٣٥٠٠	١٨٥٠٠	٦٩٠٠	١٣٧٠٠
نسبة اليورانيوم -٢٣٥(نسبةمئويةوزنية)في الوقودغيرالمحروق	٢,٠٣	٢,٢٦	٩٣,١٥	٩٣,١٥	٩٣,١٥	٠,٧١١	١,٢
نسبة اليورانيوم - ٢٣٥(٪وزنية) في الوقود المحترق	٠,٨٦	٠,٧٤	~٦٠	~٦٠	~٦٠	٠,٣١	٠,٣٣
البلوتونيوم الانشطاري المستخلص (كغم/١٠٠٠كيلويورانيوم)	٤,٨	٥,٨	-	-	-	١,٧	٤,٣
كمية اليورانيوم U_3O_8 المطلوبة للادخال في التخصيب (١٠٠٠كغم/ميكاواط) عندما يكون تركيز اليورانيوم - ٢٣٥ في الجزء المنضب ٢,٠٪	٠,٤٩٤	٠,٤٢٢	٠,٣٦٧	٠,٣٨٨	٠,٥٢	٠,١٩٩	٠,٥١٦
٠,٣٪	٠,٥٨١	٠,٤٩٨	٠,٤٥٦	٠,٤١٩	٠,٦٤٦	٠,١٩٩	٠,٥٧٧
كمية الثوريوم المطلوب ادخاله (١٠٠٠كغم ThO_2)	–	–	٤٢,٥	٥٢,٨	١٦٠	–	–
وحدات شغل الفصل المطلوبة لكل ميكاواط كهرباء في حالة كون تركيز الجزء المنضب بحدود ٢,٠٪	٢٣٩	٢٢٢	٣٦٦	٣٣٦	٥١٩	–	–
بحدود ٣,٠٪	١٨٥	١٧٤	٣١١	٢٨٦	٤٤١	–	–
التحميلات السنوية لكفاءة سنوية مستقرة بحدود ٧٥٪ وكمايلي							
مستوى التشعيع (ميكاواط يوم-حراري/١٠٠٠كيلويورانيوم)	٢٧٥٠٠	٣٢٦٠٠	٩٥٠٠٠	٤٨٨٠٠	٤٧٠٠٠	٩٦٠٠	٢٠٠٠٠
نسبةاليورانيوم في الوقودغيرالمحترق(٪وزنية)	٢,٧٣	٣,٢١	٩٣,١٥	٩٣,١٥	٠,٧١١	٠,٧١١	
نسبة اليورانيوم في الوقود المحترق(٪وزناً)	٠,٨٤	٠,٩	٣٠	-	٠,١٥	٠,٢	
البلوتونيوم-الانشطاري المستخلص(كغم/١٠٠٠كيلويورانيوم)	٥,٩	٧,٠	-	-	-	٢,٣	-
كمية اليورانيوم المطلوبة للادخال في التخصيب (١٠٠٠كغم U_3O_8/ميكاواط)عندمايكون تركيز الجزء المنضب ٢,٠٪	٠,١٤٤	٠,١٥٤	٠,٠٨٥	٠,٠٤٥	٠,٠٢٠	٠,١٢٥	-
٠,٣٪	٠,١٧٩	٠,١٩١	٠,١٠٦	٠,٠٥٥	٠,٠٢٤	٠,١٢٥	-
كميةالثوريوم المطلوب ادخاله(١٠٠٠كيلو ThO_2 لكل ميكاواط كهرباء)	-	-	٨;٧	١٩,٧	٤١,٥	-	-
وحدات شغل الفصل لكل ميكاواط كهرباء عندمايكون تركيزالجزءالمنضب بحدود٢,٠٪	١٠٥	١١٧	٨٥	٤٥	١٩	-	-
٠,٣٪	٨٤	٩٤	٧٣	٣٨	١٦	-	-
التحميلات السنويةبكفاءة٧٥٪مع اعادةاستخدام البلوتونيوم عندما يكون							
كمية البلوتونيوم المعاد استخدامه (كغم/ميكاواط. كهرباء)	٠,١٦٣	٠,١٦٧	-	-	-	-	٠,٣
كميةالبلوتونيوم المستخلص (كغم/١٠٠٠كغم يورانيوم)	٨,١	٩,٥	-	-	-	-	٥,٥
كمية اليورانيوم -٢٣٣الانشطاري المستخلص	-	-	-	-	-	-	-
كميةاليورانيوم المطلوبةللتخصيب(٣٠٠٠كغم U_3O_8/ميكاواط كهرباء) عندما يكون الجزء المنضب ٢,٠٪	٠,١٢١	٠,١٢٩	-	-	-	-	-
٠,٣٪	٠,١٤٨	٠,١٥٨	-	-	-	-	-
وحدات شغل الفصل المطلوبة لكل ميكاواط كهرباء عندما يكون تركيز الجزءالمنضب بحدود ٢,٠٪	٨٢	٩٣	-	-	-	-	-
٠,٣٪	٦٦	٧٥	-	-	-	-	-
الاحتياج طول فترة عمرالمفاعل (اربعون سنة) مقاسةبالآف الكيلوغرامات U_3O_8 لكل ١٠٠٠ميكاواط كهرباءمع اعادةالتحميل لاربعون عامامع استردادالبلوتونيوم وكمايلي:							
التركيز في الجزءالمنضب٢,٠٪	٤٠٢٠	٤١٠٠	-	-	-	-	٢٦٠٠
٠,٣٪	٤٩٠٠	٥٠٥٠	-	-	-	-	٢٦٦٠
وبدون استرداد البلوتونيوم وعندما يكون الجزء المنضب ٢,٠٪	٥١٣٠	٥٣٣٠	-	-	-	٤١٦٠	-
٠,٣٪	٦٣٤٠	٦٥٥٠	-	-	-	٤١٦٠	-
مع استردادالثوريوم واليورانيوم -٢٣٣وعندما يكون الجزءالمنضب٢,٠٪	-	-	٢٩٨٠	١٩٢٠	١٤٤٠	-	-
٠,٣٪	-	-	٣٧٠٠	٢٤٠٠	١٧٨٠	-	-

وكذلك النتائج لمفاعل الكاندو CANDU الموضحة في الفصل الثاني عشر. ان المسألة التي سوف يدور النقاش حولها هي الفترة الزمنية التي ستستمر فيها الحاجة الى اليوارنيوم بشكل ملحوظ. مما تجدر الاشارة اليه وملاحظة هو ان مفاعلات الماء الخفيف وتطورها يعتمدان اعتماداً رئيسياً على عملية اعادة تنقية الوقود في دورته الاعتيادية وفيما اذا كانت هذه الدورة تشمل مرحلة فصل البلوتونيوم ام لا. انها تعتمد كذلك على منظومة تخصيب اليورانيوم وبالاخص على كمية اليورانيوم ـ ٢٣٥ التي تترك في الجزء المنضب. ان المتغيرات التي تم ذكرها الان بالنسبة الى مفاعلات الماء الخفيف لاتؤثر على مسيرة تطور استعمال مفاعلات الكاندو الاعتيادية وذلك لانها لوضعها الحالي لايفترض ان يكون وقودها خاضعا الى دورة تنقية واستخلاص، وبالاضافة الى ذلك فأنها تستخدم اليورانيوم الطبيعي كوقود لها. كما وضح الجدول (١٠ ـ ١) فأن هذا النوع من المفاعلات لايزال يضاهي احسن انواع مفاعلات الماء الخفيف LWR. ان مفاعلات الكاندو تمتاز بأنها تستخدم الماء الثقيل D_2O (الحاوي على الديتريوم) كمهدىء وفي دورة التبريد ايضاً كما امتازت بأمكانية تبديل الوقود اثناء التشغيل on - line، حيث اصبحت هذه العملية بأمكانها السيطرة على فعالية المفاعل Reactivity وهي بذلك اختزلت العديد من اجهزة السيطرة التي تسرف في استهلاك النيوترونات بطريق غير مجدي، بالاضافة الى عدم وجود فترات توقف تهدر في اقتصاد النيوترونات. ان كل ماتقدم يشير الى ان اقتصادية النيوترونات هنا اعلى وبذلك فأن نسبة التحويل ستكون اعلى عما هي عليه في مفاعلات الماء الخفيف. وللمقارنة نذكر ان نسبة التحويل لمفاعلات الكاندو تبلغ ٠,٧٩ اما المفاعلات الماء الخفيف فهي بحدود ٠,٦ بالاضافة الى ان مفاعلات الكاندو تستعمل اليورانيوم الطبيعي.

ان مفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز الاعتيادية High temperature gas cooled Reactor (HTGR) تعتبر في الوقت الحاضر النوع الوحيد الذي تعتمد تصاميم وقوده على دورة وقود الثوريوم. كما تمت مناقشته في الفصل الثامن، فأن وقود هذا النوع من المفاعلات يحوي في البداية اليورنيوم ـ ٢٣٥ بالاضافة الى الثوريوم ـ ٢٣٢. ومن الطبيعي بعد تشغيل المفاعل يبدأ تكوين او توليد اليورانيوم ـ ٢٣٣ الانشطاري الى ان يصل الى حدود تركيز مفيدة بحيث يصبح فصله بعدها من الوقود المحترق ذا فائدة اقتصادية لغرض اعادته واستخدامه كوقود انشطاري. ان لعملية اعادة معاملة الوقود هذه فائدة كبيرة، بحيث يصبح استهلاك اليورانيوم الطبيعي لمفاعل يشتغل طيلة عمره اقل من ٢,٧ مليون كيلوغرام من U_3O_8 بالمقارنة مع ٣,٦ مليون كيلوغرام من نفس المادة يحتاجها مفاعل الماء الخفيف الاعتيادي. ان هذا التوفير الاقتصادي الواضح في كمية اليورانيوم لمفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز HTGR يعود ايضاً الى استخدام الكاربون كمهدىء وغاز الهيليوم كمائع في دورة التبريد بالاضافة الى ان هذا النوع من المفاعلات يمتاز بكفاءة حرارية عالية.

يتبين مما تقدم انه بالامكان الحصول على نتائج جيدة حتى في المفاعلات المبردة بالماء وذلك اذا مااستخدم الثوريوم كوقود فيها. ففي مفاعلات الماء الخفيف يمكن الاستعاضة عن اغلب اليورانيوم ـ ٢٣٨ الموجود كمادة خصبة بما يقابله من الثوريوم ـ ٢٣٢ وبذلك يقل الطلب المتزايد على مصادر اليورانيوم الطبيعية. من ذلك يستدل على انه بالامكان اتباع نفس المقترح حول استخدام الثوريوم ـ ٢٣٢ مع كمية من اليورانيوم ـ ٢٣٥ (المخصب) في مفاعلات درجات

الحرارة العالية المبردة بالغاز واستخدامه في مفاعلات الماء الخفيف. ان استخدام الثوريوم في مفاعلات الماء الخفيف فأن ذلك سوف يستدعي تغييراً في طريقة تصنيع ووضع الوقود، وبما أن الماء المستعمل هو الماء الخفيف فأن ذلك سوف يضرّ في اقتصادية النيوترونات وبالتالي يؤثر سلبياً على نسبة التحويل. ان الفائد التي تجنى من استعمال الثوريوم قد تصل الى حدود ١٠ ـ ٢٠٪ في كمية اليورانيوم المطلوبة. ان هذه النسبة من التوفير في كمية اليورانيوم المستخدم يمكن الحصول عليها بدون اجراء اية تحويرات تصميمية او تبديل في نوع الماء المستخدم او اي من منظومات السيطرة الاخرى. يمكن الحصول على اقتصادية عالية للنيوترونات في المفاعل اذا تم اجراء تغييرات جذرية في قلب المفاعل ونوع الماء المستخدم بالاضافة الى منظومة السيطرة، وهذه التغييرات سوف تقود الى رفع نسبة التحويل بحيث تصبح اكبر من الواحد الصحيح وهي النهاية التي يستقر عندها مفاعل التوليد (لاحظ الفصل ١٤ من هذا الكتاب). ان جزءاً من هذه التغيرات التي مرّ ذكرها يمكن ادخالها على مفاعلات الماء الخفيف الحالية من اجل تطويرها نحو الاحسن وبنسبة نجاح لابأس بها.

مما لاشك فيه ان مفاعلات الكاندو ومفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز اكثر قابلية على التطوير والتحوير وذلك بسبب جودة المهدىء من الناحية النيوترونية والمستخدم اعتيادياً. ان الجدول (١٠ ـ ١) يبين نتائج مفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز ذات الكسب العالي High gain والتي حوّرت فيها نسبة الوقود الى المهدىء fuel to moderator ratio حيث يبدل فيها الوقود بفترات اقصر. وهذه النتائج عكست تحسنا في نسبة التحويل عما هي عليه في المفاعلات الاعتيادية غير المحّورة. ان الفائدة التي يعطيها هذا النوع من المفاعلات المحّورة هو انخفاض في كمية اليورانيوم المستخدم بما يقارب الثلث.

ان مفاعلات الكاندو التي تستخدم الثوريوم قد تم عرضها ايضاً وهي تعكس تبدلاً جوهريا في استخدام الثوريوم ـ ٢٣٢ واليورانيوم ـ ٢٣٣ بدلاً من استنزاف مصادر اليورانيوم الطبيعية. ولكن بما ان كندا لا تنوي بناء اي من معامل التخصيب لليورانيوم ـ ٢٣٥ فأن هذه الدورة لاستخدام الثوريوم سوف تحتاج الى البلوتونيوم ـ ٢٣٩ كمادة وسيطة لبداية التشغيل. ان مفاعلات الكاندو الحالية تستخدم اليورانيوم الطبيعي وتولد بذلك البلوتونيوم ـ ٢٣٩ وفي مفاعلات الماء الخفيف فهي تولد الحرارة التي تصدر عن المفاعل ان النظام المعمول به حاليا هو استخلاص البلوتونيوم ـ ٢٣٩ الناتج في الوقود المحترق لهذه المفاعلات واستخدام هذا البلوتونيوم ـ ٢٣٩ كوقود انشطاري في بداية تشغيل المفاعلات التي تستخدم الثوريوم ـ ٢٣٢ كوقود خصب لتوليد يورانيوم ـ ٢٣٣ كوقود انشطاري لتوليد كمية كافية من اليورانيوم ـ ٢٣٣ الى ان تصبح قيمة نسبة التحويل (١) وبذلك يصبح المفاعل معتمدا على نفسه self sustaining في تجهيز الوقود بعدها.

لقد اعتمد البرنامج الامريكي لتطوير مفاعلات الماء الخفيف طريقة تحسين نوعية المهدىء. ان ذلك يمكن الوصول اليه بأستبدال الماء الخفيف جزءاً او كلاً بالماء الثقيل. ان لذلك مردوداً مباشراً في تقليل كمية النيوترونات التي نخسرها بسبب امتصاصها من قبل المهدىء؛ والتأثير الثاني الغير مباشر وهو التقليل من تهدئة النيوترونات الناتجة عن الانشطار اذ ما تمت المقارنة لنفس النسبة من الوقود الى المهدىء. ان هذه التقوية في طيف طاقة النيوترونات hardening of the neutrun

spectrum قد يبدو ان لها مردودا سلبياً. ولكن في الواقع يتبين ان لها مردوداً ايجابياً. في زيادة نسبة التحويل (لاحظ مناقشة موضوع السيطرة على الانحراف الطيفي في الفصل ١٤) sprctral shift control.

والنوع الاخير من المفاعلات هو مفاعلات التوليد المبردة بالاملاح المنصهرة MSBR الذي تم وصفه في الفصل ١٤، يبدو ان له نسبة تحويل تصل الى حدود نسب التحويل للمفاعلات الحرارية. ان هذه المواصفات قد تدعو الى ان نسميه مفاعل توليد حراري بالرغم من ان لم يتم تطوير تصاميمه بالشكل الذي يدعو للتنفيذ لحد الان.

ان المفاعلات التي لها نسبة توليد تقترب من الواحد الصحيح لاتبدو مشجعة بسبب ان وقودها يجب ان يدخل مراحل معاملة واعادة تنقية لمرات عديدة. ان التمييز بين اعادة تحميل الوقود واعادة معاملة الوقود مسألة ذات اهمية كبيرة حيث ان الاولى تعنى بنوعية الوقود وعمره حيث يجب اخراجه وتحميل وقود محله، اما الثانية فتعنى بمسألة اخراج الوقود القديم واعادة معاملته.

كما مرّ ذكره بالنسبة لمفاعلات الكاندو فأن عملية التحميل مستمرة دوما دون الاكتراث الى اعادة معاملة الوقود المحترق. يمكن الحصول على نسبة تحويل تصل الى ٠,٩ ـ ٠,٨ بأستخدام الثوريوم كمادة خصبة في الوقود حتى تحت ظروف احتراق عالية (مشعع الى حدود ٣٠,٠٠٠ ميكاواط يوم / الف كيلوغرام). ولكن لغرض الحصول على نسبة تحويل قيمتها واحد صحيح، فأن الوقود يجب ان يستخدم لفترات تشعيع قصيرة وبحدود ١٠ آلاف ميكاواط ـ يوم / الف كيلوغرام احتراق، وذلك قبل اعادة التحميل لمرة ثانية. ان هذه العملية تقلل من كمية النيوترونات التي تمتص من قبل السموم المختلفة في المفاعل وتعتبر عندئذ خسارة في اقتصادية النيوترونات. ولكن اذا ماقورنت الكلفة فأن هذه الطريقة تعتبر مرتفعة الكلفة بسبب اعادة معاملة الوقود وتصنيعه ثانية والتي لها مردود اقتصادي سلبي مباشر (انظر الفصل ١١). ان هذا الاستنتاج يسري ايضاً على الانواع الاخرى من المفاعلات ذات نسب التحويل العالية. ان النوع الوحيد من المفاعلات الذي لايتضرر بهذا الاستنتاج هو مفاعل التوليد المبرد بالاملاح المنصهرة والذي يحوي منظومة معاملة مستمرة للوقود المحترق ON - line reprocessing.

بالرغم من اننا ركزنا في المناقشة السابقة على متطلبات المنظومة من اليورانيوم طيلة فترة عمر المفاعل، الا ان وجهة النظر هذه تبدو غير مهمة فيما اذا اقتربت نسبة التحويل من الواحد الصحيح. اما بالنسبة لمحطات توليد الطاقة فأن مفهوم احتياج اليورانيوم طيلة فترة عمر المفاعل يلعب دورا جزئيا في التحميلة الاولى للمفاعل فقط حيث ان الاستهلاك اعظم مايكون وتأثيره يكون ملموسا على مصدر اليورانيوم في الطبيعة. اما بالنسبة الى المفاعلات التي تمتاز بنسبة تحويل اكبر من الواحد الصحيح، فأن مفهوم فترة عمر المفاعل واحتياج الوقود يكون ذا اهمية اكبر لغرض التشغيل الاولي ولحين الوصول الى حالة الاستقرار Equilibrium. ان هذا الجزء الكبير من الوقود الكلي ليس خسارة، ولكن معدل استهلاكه سريع. ولكن من الممكن استخدامه لاجيال متعددة من المفاعلات. ان الخسارة التي تحصل من مجموع الاستهلاك الكلي هي مساوية الى الاضافات السنوية التي تسهم في المحافظة على كمية الوقود بمقدار معين في المفاعل والتي تأتي تعويضا عن الوقود المحترق. ان هذه الخسارة المشار اليها تكون مساوية الى الصفر اذا كانت نسبة التحويل مساوية الى الواحد الصحيح. ولاجل ان يكون التمييز واضحاً، فأن الجدول (١٠ ـ ٢)

يبين الكمية المطلوبة للتحميل الاولي (او للوصول الى حالة الاستقرار) وكذلك الكميات المطلوبة لسد طلب التحميل السنوي لمفاعلات توليد الطاقة والمفاعلات المتطورة. بالنسبة للمفاعلات المتطورة، فأن برنامج التحميل السنوي لايشكل حملاً ثقيلاً على مصادر اليورانيوم في الطبيعة وذلك لان الكمية التي يتطلبها قليلة.

لكي نناقش حالة التوازن الاكتفائي Break even في المفاعلات الحرارية، فأنه من المفيد تعميق مفهوم التمييز بين مفهوم حالة الاستقرار التي لاتشكل طلباً كبيراً على مصادر اليورانيوم، وبين مفهوم مرحلة «ماقبل التوليد» Prebreeder التي تحتاج الى كميات كبيرة من اليورانيوم وبذلك تشكل عبئاً على مصادره الطبيعية. خلال عملية ماقبل التوليد فأن هناك كمية من اليورانيوم - ٢٣٣ تتكون وبكميات كافية لتشغيل المفاعل ودورة وقوده. ان ذلك كما ذكرنا سابقا يحتاج الى كميات من اليورانيوم - ٢٣٥ او البلوتونيوم - ٢٣٩.

جدول رقم (١٠ ـ ٢)

كميات اليورانيوم التي يحتاجها مفاعل حراري بقدرة ١٠٠٠ ميكاواط كهرباء ممثلة بأطنان U_3O_8 بتركيز ٠,٢٪ في الجزء المنضب

نوع المفاعل التجاري	كمية التحميل الاولية للوصول الى حالة توازن	اعادة التحميل السنوي بكفاءة ٧٥٪	الكمية التي يحتاجها مفاعل يعمل لمدة ٣٠ سنة
مفاعل الماء الخفيف	٤٥٢	١٢٥(٢٠٠)	٤٠٨٠(٦٤٠٠)
مفاعل الكاندو	١٩٩	١٥٠(٧٤)	٤٩١٠(٢٤٢٠)
مفاعل درجة الحرارة العالية	٣٦٧	٨٥(١٤٥)	٢٩٨٠(٤٧٠٠)

المفاعلات المتطورة:ـ

مفاعل الماء المضغوط-Th	٨٠٠	٨٥	٣٣٥٠
مفاعل الكاندو المتطور	٥٢٠(٨٥٠)	٢٠	١٤٤٠
مفاعل الحرارة العالية المتطور	٣٣٨(٥٧٠)	٤٥	١٩٢٠
مفاعل الكاندو المتوازن ذاتياً	(١٣٢٠)	-	١٣٢٠
مفاعل التوليد المتوازن ذاتياً	(٢٠٠٠)	-	٢٠٠٠

الطلب على اليورانيوم بوجود المفاعلات المتطورة

بالنظر الى ان مصادر اليورانيوم في الطبيعة محدودة، لذلك فأنه من الاهمية بمكان ان يتم تخمين الطلب الكلي على اليورانيوم ولو بشكل تقريبي. الشكل (٩ - ٣) يوضح المعلومات المتاحة بالنسبة الى حالة يزداد فيها الطلب على الطاقة النووية مشتملة على منظومات من مفاعلات الماء الخفيف وحتى بعد عام ١٩٩٣ حيث تشمل منظومات تحوي مفاعلات توليد سريعة مبردة بالمعادن المنصهرة LMFBR. لقد بيّنت المعلومات بشكل يوضح الحاجة طيلة فترة حياة المفاعل.

حتى في الحالات التي يكون فيها الطلب على الطاقة ينمو بصورة بطيئة، فأن الطلب على اليورانيوم سيعتمد اعتمادا كلياً على نوع المفاعلات التي تبنى بعد عام ١٩٨٥ والوقت الذي تبدأ فيه بالعمل الفعلي. هنا يجب ان نميز بين الطلب والحاجة التي لايمكن تعويضها وبين تلك التي يمكن اعادة استخلاصها. لذلك فأن الكميات التي تضاف الى الوقود في كل عملية لاعادة التحميل هي تعويض عن الكميات التي تعتبر خسارة في كمية المواد الانشطارية في المفاعل، في حين ان كمية التحميل الاولي initial loading يمكن اعادة استخلاصها واستخدامها في مفاعل آخر. ان في عملية اعادة استخدام الوقود هذه تعقيدات لايستهان بها فيما اذا كانت المفاعلات الموجودة هي من انواع مختلفة من ناحية وقودها.

ان مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة تمثل حالة واحدة في المناقشة المارة الذكر. ان هذا النوع من المفاعلات يستخدم اليورانيوم والبلوتونيوم من مفاعلات الماء الخفيف، وبذلك فهي لاتشكل مصدر استهلاك مباشر لمصادر اليورانيوم الطبيعية. في الحقيقة، ان الهدف من هذا النوع من المفاعلات هو تقليل الاستهلاك المباشر على مصادر اليورانيوم في الطبيعة. كما بين الشكل (٩ - ٣) فأن هذه المفاعلات ليس لها تأثير محسوس على استهلاك اليورانيوم في هذا القرن، ولكن تؤشر حدود الحاجة الى اليورانيوم في حدود الطلب المعقول لحالة النمو البطيء في الطلب على الطاقة من مصادره النووية في القرن المقبل.

في الحالة التي يكون فيها الطلب على الطاقة يسير بصورة بطيئة، سيكون هناك فيض من المواد الانشطارية المتولدة والتي يمكن استغلالها لاغراض اخرى؛ وبالاخص اذا كان هذا الفيض يستخدم في المفاعلات الحرارية، فأنه بالامكان استخدام قابليات التوليد بأقصى طاقة لها. نلاحظ من ذلك انه من المفيد جدا ادخال عنصر الثوريوم كجزء من دورة التوليد لانه مادة خصبة تولد عنصر اليروانيوم - ٢٣٣ الذي هو وقود انشطاري يمكن استخدامه في المفاعلات الحرارية نظرا لان هذا النظير يسلك سلوكاً جيداً في حدود الطاقة الحرارية للنيوترونات (كما سترى لاحقا).

من جهة اخرى، اذا كان الطلب على الطاقة النووية بمعدل بطيء، فأن المفاعلات الحرارية ذات نسبة التحويل العالية تبدو من الخيارات المشجعة. انه من الضروري ان يتم طرح الاثار المهمة في استخدام هذا النوع من المفاعلات وبنفس الخطوط العريضة التي تم التعرض لها في الفصل السابق (لاحظ الشكل ٩ - ٣). سوف نبدأ بوجهة النظر المتحفظة والبسيطة لتقدير الحاجة الى كمية اليورانيوم لمنظومة المفاعل بأجملها، وذلك بحساب الكمية التي يحتاجها المفاعل طيلة فترة عمره في الاشتغال لكل نوع من انواع المفاعلات على انفراد حيث سيتم الحساب لنموذجين لكل نوع من انواع المفاعلات على انفراد حيث سيتم الحساب لنموذجين من تقديرات

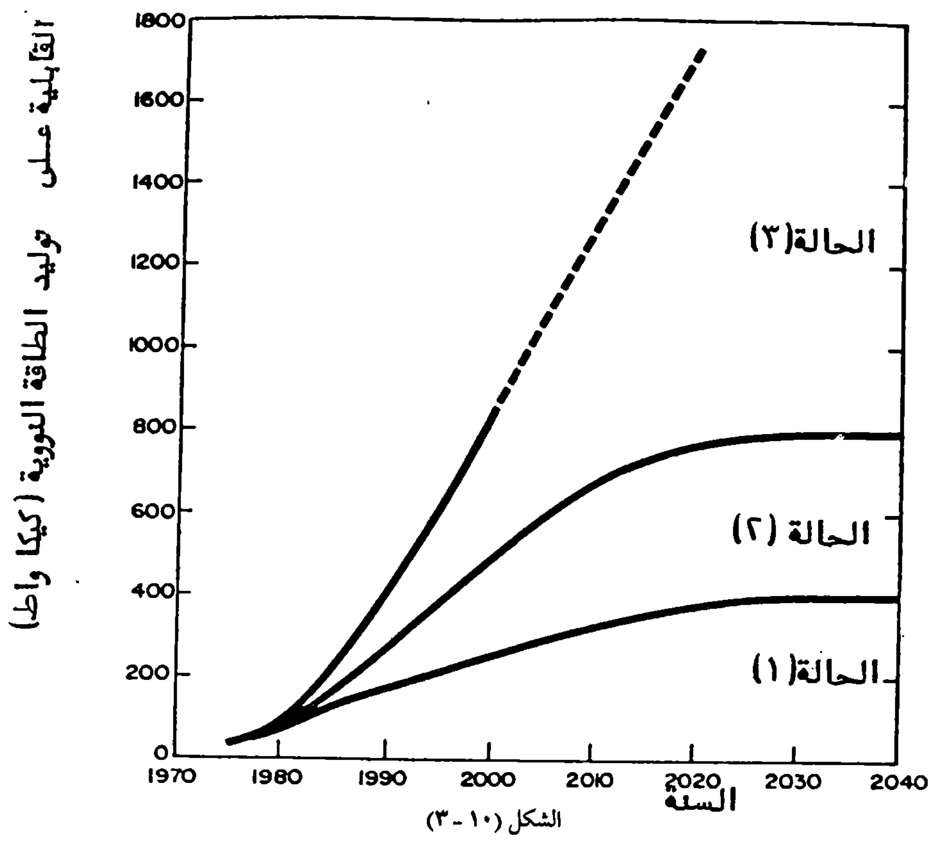
الاحتياج الى الطاقة، الاول فيه الحاجة الى ٢٥٠ كيكاواط (٢٥٠مليون كيلو واط) من الطاقة النووية بحدود حلول العام ٢٠٠٠، والنموذج الثاني بأحتياج مقداره ٥٠٠ مليون كيلوواط. ان هذين الرقمين يمكن ان يضعا الحدين الادنى والاعلى للاحتياج الاكثر احتمالا. ان مفاعلات الماء الخفيف سوف تحتل في كل حال من الاحوال نسبة لابأس به لكي يتم تصميمها بالشكل المطلوب. ولكن بعد عام ١٩٩٠ سوف يكون بالامكان استخدام مفاعلات جديدة لها نسبة تحويل عالية. ان المفاعلات التي سوف تبنى بعد عام ٢٠٠٠ قد تصبح معتمدة على نفسها، اي قد تصل فيها نسبة التحويل الى الواحد الصحيح. لغرض توضيح الآثار البعيدة المدى لهذا النوع من المفاعلات، سوف نفترض ان المنظومة المولدة للطاقة سوف تكون لها القابلية على توليد كمية من الطاقة اكبر من الكمية التي تعكسها التوقعات لحد عام ٢٠٠٠.

ان التقدير الاول الذي كان بحدود ٢٥٠ مليون كيلواط قد يصبح بحدود ٨٠٠ مليون كيلوواط. ان هذه الزيادة في نمو التقديرات قد تسير ببطىء اكبر في السنين الاخيرة وقد تستقر بحدود العام ٢٠٣٠، ولكن البرنامج التفصيلي لهذه الزيادات والسرعة في الطلب سيكون لها تأثير غير محسوس على كمية اليورانيوم الموجود في الطبيعة والمخصصة لهذه البرامج الانتاجية للطاقة. اما فيما اذا تم تعطيل او ايقاف استخدام المفاعلات الاعتيادية المستخدمة حتى عام ٢٠٠٠ فأنها سوف تعوض بمفاعلات توليد تعتمد على حالة التوازن الاكتفائي.

ان البرنامجين (اوالحالتين) اللذين تم ذكرهما سابقاً قد تم توضيحهما في الشكل (١٠ ـ ٣). والحالة الثالثة التي تم توضيحها تمثل برنامج النمو البطيء. لغرض المقارنة بين الاحتياجات الى اليورانيوم، سوف نفترض ان جميع المفاعلات التي يكتمل بناؤها لغاية عام ١٩٩٠ سوف تكون من نوع مفاعلات الماء الخفيف الاعتيادية.

ان هذا الافتراض يعتمد على ان اغلب المفاعلات التي ستكتمل حتى ذلك التاريخ هي المفاعلات، التي تم طلبها فعلا وبوشر في وضع خطة انتاجها. ان الحاجة الفعلية من اليورانيوم خلال فترة عمر مفاعل واحد من مفاعلات الماء الخفيف الاعتيادية تقدر بحوالي ٣٦٠٠٠ كيلوغرام من مادة U_3O_8. في الحقيقة ان التقدير الفعلي حتى عام ١٩٩٠ قد يكون اقل من هذا بسبب التطور الذي من المتوقع ان يحصل في انتاج مفاعلات توليد ذات نسبة توليد عالية قبل عام ١٩٩٠ مما سيؤدي الى توفير في استهلاك اليورانيوم. من الممكن ان نبين في الجدول ادناه الاحتياج من اليورانيوم في فترات زمنية مختلفة وحتى بعد عام ٢٠٠٠.

التحميل السنوي بسعة (٧٥٪)(كغم)	الاستهلاك طيلة فترةعمر المفاعل(كغم U_3O_8)	تاريخ الاكتمال
١١٢٥	٣٦٠٠٠	لغاية ١٩٩٠
٧٦٥	٢٧٠٠٠	١٩٩٠ ـ ١٩٩٥
٥٤٠	٢٢٥٠٠	١٩٩٥ ـ ٢٠٠٠
صفر	١٣٥٠٠	بعد عام ٢٠٠٠



الشكل (١٠ - ٣)

برامج نمو توليد الطاقة النووية :

الحالة (1) : النمو البطيء (المنظور الحالي

الحالة (2) : النمو السريع

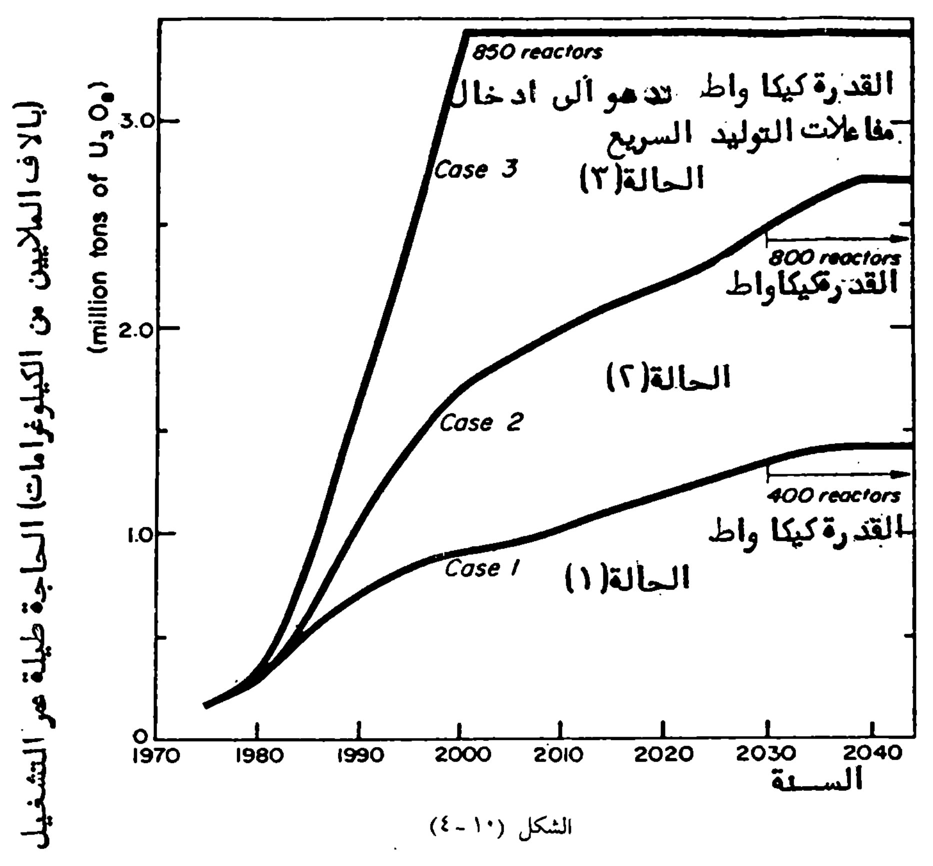
الحالة (3): المنظور القديم لحالة النمو البطيء

ان معدل التحميل السنوي للفترة بعد عام ٢٠٠٠ هو صفر، على افتراض ان المفاعلات المنتجة سوف تتصف بحالة التوازن الاكتفائي والتي يقدر احتياجها بحوالي ١٣٥٠٠ كيلوغرام من U_3O_8 . ان هذه الكمية تبدو اكثر بقليل من الكمية التي ذكرت لمفاعلات الكاندو والتي تستخدم الثوريوم - اليورانيوم كوقود. ولكن حتى هذه الزيادة المذكورة ليس لها تأثير على النتائج التي سوف تتبع من خلال العرض القادم.

ان الاحتياج الى اليورانيوم الذي يعكسه الشكل (١٠ - ٤) يتناسب مع معدلات الحاجة وزيادتها والتي يعكسها الشكل (١٠ - ٣). ان منحني الاحتياج الذي يمثل الحالة الاولى والثانية يتميز بغرابة الشكل للفترة الزمنية التي بعد عام ٢٠٠٠ بسبب استبدال مفاعلات قديمة ذات نسبة توليد واطئة بمفاعلات جديدة ذات نسبة توليد عالية ومكتفية ذاتيا. ان الكميات التي يعكسها

المنحنيان الاول والثاني تلائم مفاعلات بقدرة ٤٠٠ و ٨٠٠ الف مليون واط (٤٠٠، ٨٠٠ مليون كيلوواط) على التوالي. اما بالنسبة للحالة الثالثة فأن استمرار انظمة بمستوى ٨٥٠ مليون كيلو واط يتطلب التزامات اضافية بعد عام ٢٠٠٠ او التفكير بأدخال مفاعلات التوليد السريعة (Fast Breeders).

في الواقع ان الاحتياج الكلي الى الحالة الثالثة (يقدر بحوالي ٣٠٦٠ مليون كيلوغرام من U_3O_8 وحوالي ٦٠٪ من الاحتياج الاقل المتمثل بالحالتين الاولى والثانية يمثل مقدار الاستهلاك الحقيقي من الوقود الانشطاري عن طريق تحميلات الوقود السنوية. ان النسبة العظمى من هذا



الشكل (١٠ - ٤)

الحالة لليورانيوم طيلة فترة عمر تشغيل المفاعل مع السنين
الحالة (1): النمو البطيء
الحالة (2): النمو السريع
الحالة (3): المنظور القديم لحالة النمو البطيء والتي تمثل استمرار طاقة الانتاج بقابلية مقدارها ٨٥٠ كيكاواط والتي تدعو الى مساهمة مفاعلات التوليد السريعة.

الاستهلاك ناتج عن استعمال مفاعلات ذات نسبة تحويل واطئة وكمثال على ذلك مفاعلات الماء الخفيف التي تحتاج الى ٣,٦ مليون كيلوغرام من U_3O_8. ان احتياج مفاعل معتمد على حالة التوازن الاكتفائي وبقدرة ٤٠٠ مليون كيلوواط سوف يحتاج الى ٥٤٠ مليون كيلوغرام من U_3O_8 بالمقارنة مع ١٢٦٠ مليون كيلوغرام كما مبينة في الشكل (١٠ ـ ٤) اي بنسبة اكثر من الضعف. ان الهدف من الشكل (١٠ ـ ٤) هو لبيان كيف ان المفاعلات ذات نسبة التوليد العالية تستطيع ان تساهم في انتاج طاقة لفترة زمنية طويلة وبمصادر محدودة من وقود اليورانيوم. ان ذلك يعود الى ان الاغلبية العظمى من الطاقة مستخلصة من كميات الثوريوم الموظفة كوقود في هذه المفاعلات. ولكن من المعلوم ايضاً ان مصادر الثوريوم محدودة في الطبيعة ولكن يبقى الامل في ان الثوريوم يمكن اعادة معاملته واستخلاصه بعد خزن الوقود المحترق لفترة زمنية تضمن اضمحلال نظير الثوريوم ـ ٢٢٨ كما سيتم توضيحه في الفصل القادم.

من واقع حال اخر يمكن ان يتم الاعتماد على مفاعلات الماء الخفيف في الفترة الاولى لتوليد القسم المطلوب من الطاقة وبعدها يمكن الاعتماد على مفاعلات التوليد السريعة لغرض توليد القسم الاعظم من الطاقة النووية. في الحقيقة ان هذا النوع من المفاعلات هو النوع الذي يعّول عليه في استمرار التجهيز بالطاقة ولفترة زمنية طويلة مع زيادة سريعة في الطلب على الطاقة. اما في الحالة التي يسير فيها معدل الطلب على الطاقة ببطىء فأن استخدام مزيج لنوعين من المفاعلات السريعة والحرارية او الاعتماد كلياً على مفاعلات توليد حرارية ذات نسبة توليد عالية سوف تكون ممكنا. وفي كلتا الحالتين سوف يتوجب ان يتم استخدام اليورانيوم بكفاءة عالية جدا. ولتوفير هذا الشرط، فلابد من ان يكون هناك بالامكان اعادة معاملة الوقود المحترق. ولكن عند استمرار انخفاض معدلات استهلاك الطاقة النووية ووفرة الوقود النووي فأنه يصبح بالامكان استخدام الوقود مرة واحدة دون اعادة معاملته ولفترة زمنية لابأس بها.

actor," Teknekron report EEED 105 (March 1975). These are included in "Comprehensive Standards: The Power Generation Case," U.S. EPA report PB-259-876 (March 1975) (NTIS).

States flow of nuclear materials for a number of reactor types.

Seghal, B. R., Lin, C. L., and Naser, J., "Performance of Various Thorium Fuel Cycles in LMFBRs," Electric Power Research Institute, *EPRI Journal*, vol. 2, p. 40 (September 1977).

Reports nuclear materials requirements for various types of LMFBR fuels.

Till, C. E. et al., "A Survey of Considerations Involved in Introducing CANDU Reactors into the United States," Argonne National Laboratory report ANL-76-132 (January 1977) (NTIS).

Surveys economic (including fuel utilization) and licensing aspects of CANDU reactors.

von Hippel, F., and Williams, R. H., "Energy Waste and Nuclear Power Growth," *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 32, p. 14 (December 1976).

Argues that ERDA predictions for the growth of nuclear power must involve substantial inefficiency in energy use.

WASH-1097. "The Use of Thorium in Nuclear Power Reactors," U.S. AEC report WASH-1097 (June 1969) (NTIS).

Discusses how thorium-uranium fuel cycles might be used in power reactors.

WASH-1139(74). "Nuclear Power Growth, 1974-2000," U.S. AEC report WASH-1139(74) (1974) (NTIS).

Projects growth of the nuclear power system in the last quarter of this century, as contemplated in 1974.

ERDA-1541. "Final Environmental Statement, Light-Water Breeder Reactor Program, Commercial Application of LWBR Technology," 5 vols., U.S. ERDA report ERDA-1541 (June 1976) (NTIS).

Among environmental questions, considers uranium utilization of the light-water breeder reactor.

ERDA-76-1. "A National Plan for Energy Research, Development and Demonstration: Creating Energy Choices for the Future, 1976," vol. 1: "The Plan," U.S. ERDA report ERDA-76-1, U.S. Government Printing Office (April 1976).

Includes 1976 projections for the growth of nuclear power until the year 2000.

ERDA-76-107. "Advanced Nuclear Reactors," U.S. ERDA report ERDA-76-107 (May 1976) (NTIS).

A very brief summary of the advanced reactor types that were being considered by ERDA during 1976.

Ford Foundation, "A Time to Choose; America's Energy Future," Report of the Energy Policy Project (Ballinger, Cambridge, Mass., 1974).

Argues that, by increasing the efficiency of energy use, our energy (and electricity) needs will grow much more slowly than they have in recent years.

Ford Foundation/MITRE Corporation, "Nuclear Power: Issues and Choices," Report of the Nuclear Energy Policy Study Group (Ballinger, Cambridge, Mass., 1977).

Projects a low enough nuclear growth and sufficient uranium resources for the LMFBR to be delayed.

Foster, J. S., and Critoph, E., "The Status of the Canadian Nuclear Power Program and Possible Future Strategies," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 2, p. 689 (1975).

Treats thorium-fueled CANDUs, as well as those fueled on natural uranium.

GESMO. "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light-Water Cooled Reactors: Health, Safety, and Environment," 5 vols, U.S. NRC report NUREG-0002 (August 1976) (NTIS).

Examines environmental implications of recycling plutonium in LWRs.

Kasten, P. R. et al., "Assessment of the Thorium Fuel Cycle in Power Reactors," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-TM-5565 (January 1977) (NTIS).

Examines the performance of thorium fuels in a variety of reactor types.

Merrill, M. H., "Use of the Low Enriched Uranium Cycle in the HTGR," General Atomic Company report GA-A14340 (March 1977).

Examines the performance of HTGRs with low-enriched fuel.

Perry, A. M., and Weinberg, A. M., "Thermal Breeder Reactors," *Annual Review of Nuclear Science*, vol. 22, p. 317 (1972).

Discusses the potential for thermal reactors to achieve high conversion ratio on the thorium-uranium fuel cycle.

Pigford, T. H., and Ang, K. P., "The Plutonium Fuel Cycles," *Health Physics*, vol. 29, p. 451 (1975).

Examines flows of plutonium in various reactor systems.

Pigford, T. H. et al., "Fuel Cycles for Electric Power Generation," Teknekron report EEED 101 (January 1973, rev. March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW Uranium-Plutonium Fueled Water Reactor," Teknekron report EEED 104 (March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW High-Temperature Gas-Cooled Re-

Bibliography — Chapter Ten

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

Banerjee, S., Critoph, E., and Hart, R. G., "Thorium as a Nuclear Fuel for CANDU Reactors," *Canadian Journal of Chemical Engineering*, vol. 53, p. 291 (1975).
Discusses thorium-cycle neutronics, fuel utilization, and resource requirements.

Bethe, H. A., "The Necessity of Fission Power," *Scientific American*, vol. 234, p. 21 (January 1976).
Argues that a substantial commitment to nuclear power is necessary for economic well-being.

Chang, Y. I. et al., "Alternate Fuel Cycle Options: Performance Characteristics and Impact on Nuclear Power Growth Potential," Argonne National Laboratory report ANL-77-70 (September 1977) (NTIS).
Estimation of fuel utilization characteristics for LWR, SSCR, CANDU, and LMFBR concepts with various fuel cycle options.

The Committee on Nuclear and Alternative Energy Systems of the National Academy of Sciences – National Research Council has, from 1975 to 1977, conducted a study of the need for nuclear power (report expected in 1978).

CONF-740501. "Gas-Cooled Reactors: HTGR's and GCFBR's," topical conference, Gatlinburg, May 7, 1974 (NTIS).
Collection of technical papers on both HTGRs and GCFRs.

Dahlberg, R. C., Turner, R. F., and Goeddel, W. V., "HTGR Fuel and Fuel Cycle Summary Description," General Atomic Company report GA-A12801 (rev. January 1974).
Parameterizes economics of the HTGR versus core composition, burnup, etc.; describes fuel and fuel cycle.

EPRI NP-359. "Assessment of Thorium Fuel Cycles in Pressurized Water Reactors," Electric Power Research Institute report EPRI NP-359 (February 1977) (NTIS).
States effect of thorium cycles on uranium requirements of PWRs.

EPRI NP-365. "Study of the Developmental Status and Operational Features of Heavy Water Reactors," Electric Power Research Institute report EPRI NP-365 (February 1977) (NTIS).
Briefly considers thorium-cycle CANDUs, particularly their relationship to the LWBR program.

ERDA-1. "Report of the Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program Review Group," U.S. ERDA report ERDA-1 (January 1975) (NTIS).
An assessment of the need for the LMFBR.

ERDA-1535. "Final Environmental Statement, Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program," 3 vols., U.S. ERDA report ERDA-1535 (December 1975), with "Proposed Final Environmental Statement," 7 vols., U.S. AEC report WASH-1535 (December 1974) (NTIS).
A review of the environmental impact of the LMFBR.

الفصل الحادي عشر

معاملة الوقود النووي



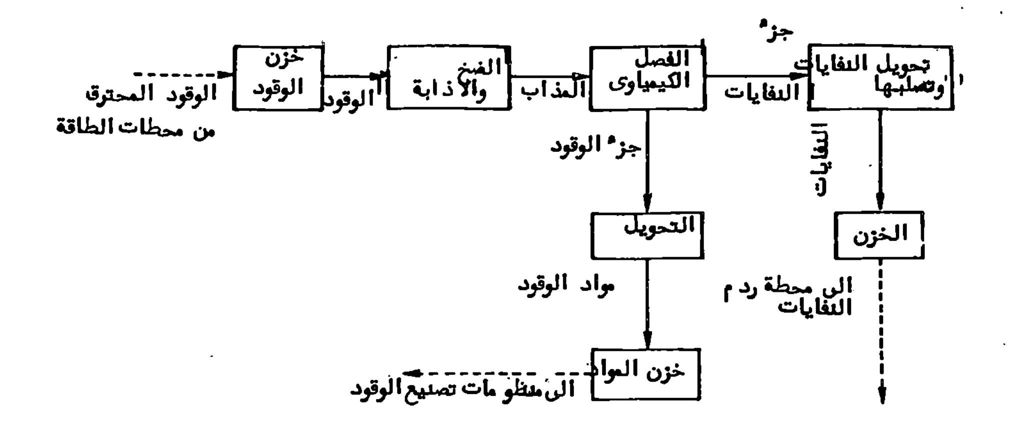
الفصل الحادي عشر

معاملة الوقود النووي

لقد شاركت صناعة الطاقة النووية من مصادرها النووية على نقطة تحول في الولايات المتحدة الامريكية وباقي ارجاء العالم، فقد حصل تزايد في بناء مفاعلات جديدة وبأعداد كبيرة كمرحلة اولى. اما المرحلة الثانية فتستوجب ان يتكيف نظام المفاعلات ليتحاشى مع واقع المصادر النووية. فالمصادر محدودة وان على مفاعلات القدرة النووية اجراء التغيير اللازم لتخفيض الطلب على المواد الانشطارية من المصادر الطبيعية. ان هذا النمط من العمل كما سترى يفرض اسلوبا جديدا في تحوير وقود المفاعلات بحيث يقلل من استهلاك الوقود الانشطاري الطبيعي سقفا زمنيا قريبا ايضا.

مما تقدم فقد اصبح واضحا بأن الجهد المبذول في مجال استغلال المادة الانشطارية ايا كانت حالتها ومصدرها، هو جهد حقيقي وواسع. ولما كانت الحالة هكذا لابد من التفكير بالجهد المبذول في استخلاص اليورانيوم ليست بسهلة ولكن دواعيها تفرض في اغلب الاحيان الخوض في تفاصيلها بأعادة معاملة الوقود النووي المحترق لاستخلاص اليورانيوم المتبقي بالاضافة الى نواتج الاحتراق مثل البلوترنيوم والثوريوم. يرافق استخلاص هذه المواد الانشطارية عملية التخلص من نواتج الاحتراق ذات النشاط الاشعاعي العالي والتي تدخل ضمن مجال التخلص من النفايات المشعة. لذلك فاننا نجد ان طبيعة التكنولوجيا التي تستخدم لمعالجة الوقود النووي المحترق تعتمد وبشكل اساسي على طبيعة الوقود النووي المراد تصنيعه حيث تتحدد مراحل المعاملة والاستخلاص بالطلب المحدد للعناصر المطلوب استخلاصها.

يتبين ان المنظومة الاساسية في دورة الوقود او النهاية الخلفية back end والتي ترتكز عليها الدورة كلها هي منظومة معاملة الوقود او معامل تكرير الوقود. ولتوضيح دورة الوقود هذه فان الشكل (١١ ـ ١) يوضح الخطوات المهمة التي يمر بها الوقود في منظومة اعادة معاملته حيث يبين المخطط مرور الوقود بعملية اذابة وبعدها تجري عملية فصل الوقود غير المحترق عن النفايات المشعة الناتجة عن الجزء المحترق من الوقود. وقد يكون هناك اكثر من خط واحد لمعاملة الوقود حسب طبيعة اعادة المعاملة وعملية الفصل المطلوبة، كذلك حسب نوع الوقود المراد فصله من الوقود المحترق. اما النفايات المشعة فهي بحد ذاتها تمثل خطا منفصلا في التكنولوجيا المستخدمة لما لذلك من آثار قد تكون سلبية جدا وخطرة اذا لم يحسن اختيار الطرق السليمة في ردمها. ان منشآت معاملة النفايات يمكن اعتبارها بالاساس عملية منفصلة عن فعاليات معاملة الوقود. مع ذلك، ان عملية تحويل النفايات الى حالة كيميائية مناسبة للتخلص منها يجب ان تتم في موقع لمنشأة الاذابة والفصل.



الشكل (١١ - ١) مخطط منظومة معاملة الوقود

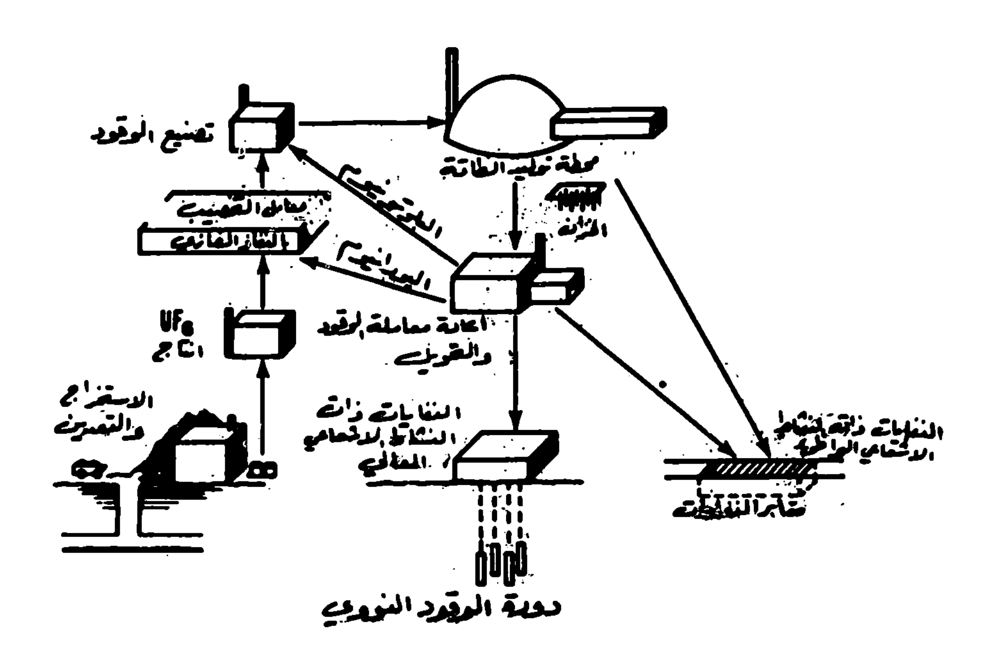
انه من الممكن، طبعا، ان يحجم عن عملية تكرير الوقود لفترات زمنية طويلة ان هذا قد افترض في منظومة القدرة النووية الكندية المصممة لكي يكون محتوى الوقود المستهلك من المادة القابلة للانشطار قليلا جدا. فضلا عن ذلك، ان وقود مفاعل الماء الخفيف في الولايات المتحدة الامريكية لاتجري عليه المعاملة. للمنظومات المفاعلية المتطورة، انه بصورة اعتيادية من المهم جدا ان تتم عملية تكرير الوقود لكي يتم ارجاح المادة القابلة للانشطار المتولدة الى المفاعلات التي هي في حالة اشتغال. كمثل لهذه المنظومات فان عملية تكرير الوقود المتكررة هي عملية ضرورية لغرض انجاز عملية تحويل عالية او نسب توليد عالية.

ان دورة معاملة الوقود هذه قد لاتكتمل بما تقدم ذكره ذلك حسب الحاجة حيث يمكن دائما اضافة منظومة اضافية اخرى لغرض فصل عنصر معين آخر او اضافة منظومة تعمل على زيادة تخصيب المادة الانشطارية كاليورانيوم - ٢٣٥. بهذه المنظومات الاضافية تكتمل لأعمال اعادة معاملة الوقود مما يوفر امكانات تصنيع الوقود بأشكال مختلفة وحسب الحاجة ومتطلبات التصميم ومراحل التصنيع.

دورات الوقود للمفاعلات المبردة بالماء

ان معظم مفاعلات القدرة اليوم في محطات توليد الطاقة من مصادرها النووية تعمل بأسلوب عدم اعادة معاملة الوقود (Once Through) او مايسمى بالدورة الواحدة. ان بالامكان، او قد يكون مفضلا، اعادة معاملة الوقود بالنسبة لمفاعلات الوقت الحاضر وذلك لان الكميات التي تحتاجها مفاعلات الطاقة لاغراض التحميل السنوي تشكل عبئا لايستهان به على كميات الوقود الانشطاري المتوفرة في الطبيعة. ان هذه الكميات في تزايد مستمر مع بناء مفاعلات اكثر، وبذلك فان اعادة معاملة الوقود بحد ذاتها لاتحل ازمة المادة الانشطارية والحاجة لها ووفرتها في الطبيعة، كما بين ذلك الجدول (١٠ ـ ٢).

هناك نوعان من مفاعلات توليد الطاقة هما مفاعلات الماء الخفيف ومفاعلات الماء الثقيل. ان النوع الاول يعتمد على مبدأ اعادة معاملة الوقود والاستفادة من اليورانيوم والبلوتونيوم كوقود جديد للمفاعلات الجديدة كما موضح ذلك في الشكل (١١ ـ ٢).



الشكل (١١ ـ ٢) اهم منظومات دورة وقود مفاعلات الماء الخفيف

ان المبدأ الذي تعمل عليه مفاعلات الكاندو (مفاعلات الماء الثقيل) هو عكس مبدأ مفاعلات الماء الخفيف حيث ان مفاعلات الكاندو تعمل على اساس ان الوقود يستعمل لمرة واحدة وبدون اعادة معاملة. ان ذلك يعني ان الوقود المحترق اما يعتبر كنفايات مشعة او يتم خزنها لفترة من الزمن لحين طلب الاستفادة منها. بما ان مفاعلات الكاندو تستخدم الماء الثقيل واليورانيوم الطبيعي فان عملية معاملة وقودها المحترق يعطي مامقداره ٠,٢٧٪ من مادة البلوتونيوم الانشطارية. ان هذه الكمية من البلوتونيوم ذات قيمة اقتصادية عالية فهي تسبب انخفاضا في كميات اليورانيوم المطلوبة طيلة عمر المفاعل (من ٤١٦٠ طنا من مادة الـ U_3O_8 الى ٢١٥٠ طنا تقريبا). والتي هي مقاربة الى الكميات المستحصلة من مادة الوقود لمفاعلات الماء الخفيف (تتراوح مابين ٦٤٠ الى ٤١٠٠ طنا من U_3O_8). ولكن يجب ان نعلم ان كتلة الوقود التي يستخدمها مفاعل الكاندو وبالتالي الكمية التي يجب اعادة معاملتها هي اكبر من مثيلتها في حالة مفاعلات الماء الخفيف والتي تبلغ حوالي ٢٠٪ من كمية الوقود التي تستخدمها مفاعلات الكاندو.

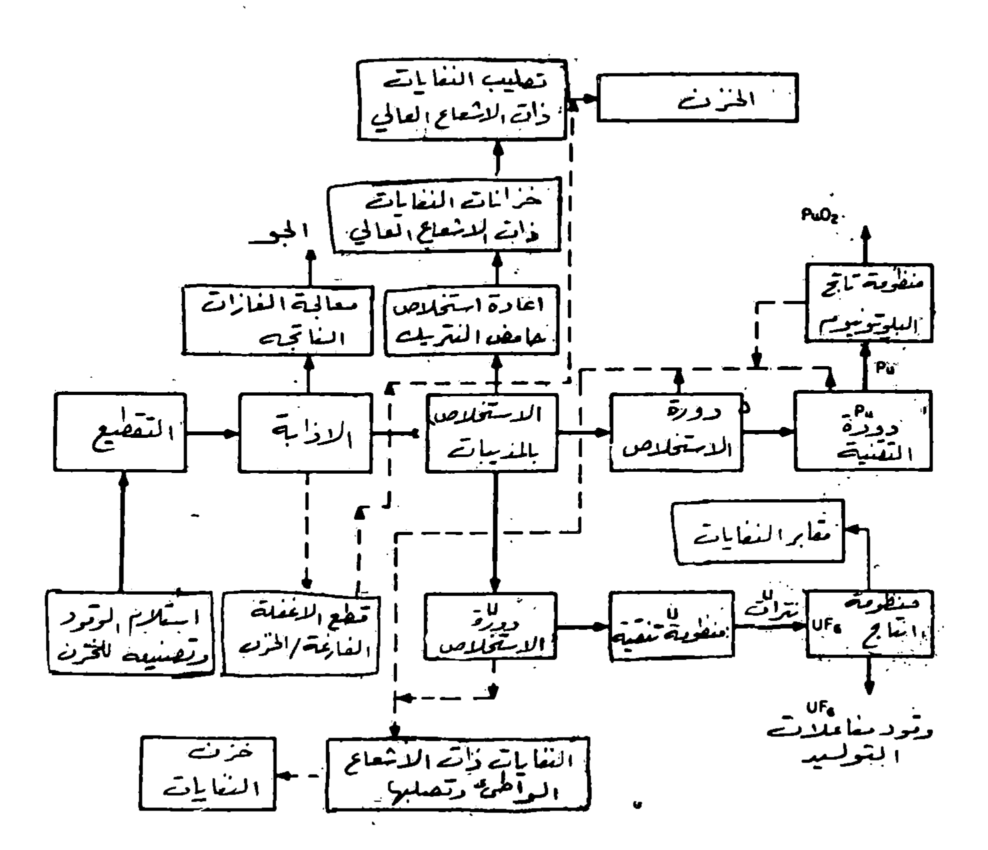
ان التوجه الحالي والحسابات التي يعتمدها منتجو مفاعلات الماء الخفيف هو ان وقود هذا النوع من المفاعلات يدخل في دورة اعادة معاملته وهو الخط الذي يبينه الشكل (١١ ـ ٣) الذي يوضح مخططا لمنظومة اعادة معاملة الوقود لفصل اليورانيوم و البلوتونيوم.

ان مسألة اعادة معاملة الوقود تسبقها عدة اسئلة واستفسارات تجدر الاجابة عليها قبل اتخاذ القرار في المضي بصناعة اعادة معاملة الوقود. ان من جملة التساؤلات هي مسألة المردود الاقتصادي من ناحية كلفة معمل التكرير بالمقارنة مع كلفة الوقود المعاد وكذلك كلفة خزن الوقود المحترق في حالة عدم تكريره والناحية الثانية هي مسألة النواحي الصحية والسلامة التي يجب توفرها في منظومات من هذا النوع. هذا بالاضافة الى مشاكل النفايات المشعة الناتجة من عملية اعادة معاملة الوقود هذه وبالاخص الغازات المشعة منها. ان اعادة معاملة الوقود لها ارتباط وثيق بمسألة الاستخدام العسكري في تصنيع السلاح النووي، وهذا السؤال بحد ذاته له مترتبات مالية وسياسية وسيتم التطرق لهذا الموضوع في الفصل القادم من هذا الكتاب.

ان هناك اختيارا حول طلب اعادة معاملة الوقود او ردم الوقود المحترق كنفايات مشعة والتخلص منه. اما اذا تم اختيار الطريق الاول فان الوقود المحترق سوف يمر في جملة عمليات من اذابة وفصل وغيرها. وبعدهاالحصول على اليورانيم يتم تحويله الى سادس فلوريداليورانيوم والذي يعتبر المادة الاساسية لمعمل تخصيب اليورانيوم لما له من صفات وخواص فيزياوية وثرموديناميكية مناسبة. اما البلوتونيوم فيتم تحويله الى هيئة اوكسيد اذا كان هناك رغبة في اعادة معاملته واستخدامه، اما اذا اريد خزنه او التخلص منه فانه يجب اختيار حالة اخرى غير الاوكسيد لخزنه. ان ماتقدم قد تم عرضه بالمخطط المبين في الشكل (١١ ـ ٢) وكذلك سيتم توضيحه في الملحق (و).

هناك اقطار عديدة في العالم يتعاظم جهدها وبشكل مكثف للحصول على تكنولوجيا اعادة معاملة الوقود المحترق. ان الهدف من هذه الجهود هو الحصول على اليورانيوم والبلوتونيوم من مفاعلات الماء الخفيف ومفاعلات التوليد. ولحسن حظ البشرية انه يرافق هذه الكثافة في

الجهود، جهود اخرى مبذولة في سبيل تامين افضل الوسائل وانجعها للتخلص من النفايات المشعة.



الشكل (١١-٣)
مخطط يوضح فصل مراحل انتاج اليورانيوم والبلوتونيوم

جدول رقم (١١ - ١)
كميات الوقود الذي تعاد معاملته سنويا ولانواع متعددة من المفاعلات

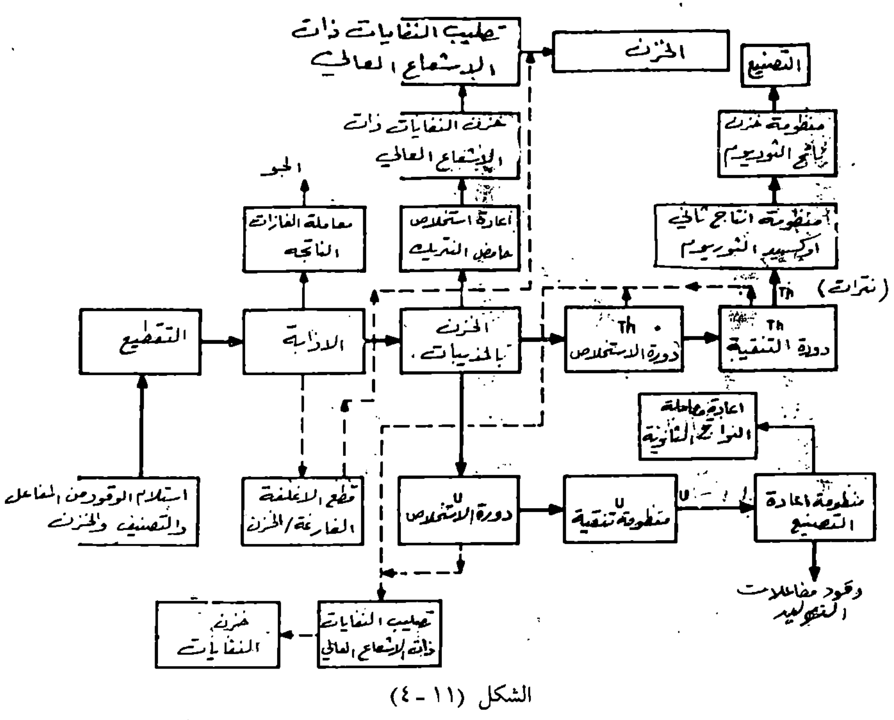
نوع المفاعل	الكميات التقريبية التي تعامل معاملتها (بالاف الكيلوغرامات من معدن الوقود في السنة لكل ١٠٠٠ ميكاواط كهرباء بحيث ان الكفاءة ٧٥٪
مفاعل الماء الخفيف	٢٦
مفاعل الضغط/الثوريوم	٢٦
LMFBR	٢٠
مفاعل درجة الحرارةالعالية	٨
الكاندو	١١٤
الكاندو/استخلاصPU	٦٠
الكاندو/ Th	٣٠
الكاندو المتوازن ذاتيا	٩٠ - ٦٠

المفاعلات المتطورة وتكرير الوقود

المفاعلات المتطورة كما مر ذكرها في الفصول السابقة، هي المفاعلات التي تتميز بنسبة تحويل اكبر من تلك التي في المفاعلات الاعتيادية وهي في اسوء حال تعمل بالاكتفاء الذاتي حيث انها تولد موادا انشطارية بكميات مساوية لما تحرقه منها. ان من الطرق المتبعة في رفع نسبة التحويل هو التقليل من امتصاص النيوترونات بمواد اخرى غير مادة الوقود، او بمعنى اخر تحسين اقتصادية النيوترونات. كما نعلم ان الانشطار النووي تنتج عنه عناصر انشطارية ذات مقاطع عرضية عالية لامتصاص واقتناص النيوترونات. ان هذه العناصر سوف تعمل عملها في تبذير اعداد هائلة من النيوترونات وبذلك تنخفض نسبة الجزء المتفاعل منها مع الوقود والذي يمكن ان ينتج عنصرا انشاطاريا جديدا يساهم في رفع نسبة التحويل كتحصيل حاصل. لذلك نرى اهمية التخلص من هذه السموم المتولدة اثناء احتراق الوقود. لقد لجأ اصحاب الحاجة الى اعتماد اسلوب الحرق لفترة زمنية معينة وبعدها يؤخذ الوقود وتعاد معاملته وتفصل عنه الشوائب وتنقى العناصر المطلوبة في معامل اعادة معاملة الوقود. لذا فان اعادة معاملة الوقود هذه تلازم مفاعلات التوليد بصورة عامة. ان الشكل (١١ - ١) ينطبق على دورة معاملة الوقود حتى على المفاعلات المطورة هذه كما هي الحال لمفاعلات الماء الخفيف مع بعض الاختلافات التفصيلية التي لامجال لذكرها الان. ان نوع المفاعل يحدد تقريبا نوعية الوقود المحترق ونسبة المواد الانشطارية المتولدة فيه. اذ يجب

في الحالات التي يكون فيها تركيز المواد الانشطارية عاليا في كافة او اغلب مراحل المواد الانشطارية ووصولها الى الكتلة الحرجة. ان هذا الحذر واجب ولو ان التفاعل الانشطاري المتسلسل هذا لن يحدث انفجارا ولكن الحذر يتأتى من الحرص والمحافظة على اماكن الخزن والمنشآت المجاورة لمنظومة معاملة الوقود. (انظر الفصل الثاني عشر).

لقد بين الشكل (١١ ـ ٣) مخطط دورة الوقود بما فيها من منظومات الفصل الكيمياوي وتقنية التحويل لمفاعلات الماء الخفيف. ان هذا المخطط يصلح ان يكون لمعاملة وقود مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة والتي تستخدم اكاسيد اليورانيوم والبلوتونيوم كوقود. ان المفاعلات القريبة من حدود التوليد near breeder بلا شك تعتمد على الثوريوم كما تشاركها في ذلك بعض مفاعلات التوليد السريعة. ان عملية فصل مواد الوقود المتولدة الى ثلاث انواع من الوقود وهي خط اليورانيوم وخط البلوتونيوم وكذلك خط الثوريوم وبهذا تصبح عملية معاملة وقود مفاعلات التوليد اكثر تعقيدا من اعادة معاملة وقود مفاعلات الماء الخفيف. ان ذلك يتوضح في الشكل (١١ ـ ٤). بالرغم من وجود بعض الاختلاف في خطوط تكرير الوقود المفصول، الا



الشكل (١١ ـ ٤)

مخطط يوضح مراحل استخلاص الثوريوم واليورانيوم من الوقود النووي

ان البداية للوقود هي اكاسيد العناصر الانشطارية المحتواة في سبيكة للزركونيوم Zircaloy او في اوعية من الفولاذ المقاوم للصدأ. ان النوع الوحيد من انواع المفاعلات التي تختلف عن الانواع السابقة هو مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز HTGR والذي يستخدم الكاربون كمهدىء وبين ثناياه توجد حبيبات الوقود. فأسلوب وقود مفاعل الـ HTGR يتطلب الطحن والحرق لانتاج الاسطوانات الصغيرة من الوقود السيراميكي وهذه الاسطوانات اما ان تكون على شكل اكاسيد او كربيد للعناصر الانشطارية.

ان الاختلاف في كميات المواد المشعة الناتجة عن التفاعلات الانشطارية في الوقود المحترق، ملموس، باختلاف نوع الوقود ونوع المفاعل. واذا كان الاتجاه بصدد اعادة معاملة الوقود فيجب التفكير باحدى المشاكل المهمة فيه وهي فترة تبريد وقود المفاعل المحترق (وهي الفترة اللازمة لكي ينخفض فيها مستوى النشاط الاشعاعي الى الحدود التي يمكن التعامل بها). ان من الامور التي لاتشجع على اعادة معاملة الوقود بعد فترات قصيرة هو النشاط الاشعاعي العالي الذي تمتاز به اعمدة الوقود المحترق وهذا المستوى من النشاط الاشعاعي لايختلف كثيرا من المفاعل الى اخر (حتى اذا اختلف تركيز المادة الانشطارية من مفاعل الى اخر، فان ذلك يعتمد على قدرة المفاعل، مقدار الوقود المحترق وعوامل اخرى)، لذلك فان تبريد الوقود (تركه لفترة من الزمن) يعطي مجالا لاضمحلال النشاط الاشعاعي العالي للنظائر ذات العمر القصير (الجدول ٣ ـ ١). ان قسما من نواتج الانشطار القابلة للتطاير او التبخر مثل اليود المشع ـ ١٣١ لها تأثيرات واهمية بايولوجية، مما يجعل اعادة معاملة الوقود قبل فترة التبريد خطرا وقد يزيد في خطورة تلوث البيئة والتعرض السكاني. اما العناصر التي لها عمر طويل فيجب ان يؤخذ الحذر في خزنها بسبب كميات الحرارة التي تنتج عن اضمحلال نشاطها الاشعاعي.

ان الفترة الاعتيادية لتبريد وقود مفاعلات الماء الخفيف هي حوالي ستة اشهر على الاقل قبل ان تعاد معاملة الوقود. اما في حالة وقود مفاعلات التوليد المبردة بالمعادن المنصهرة فانه من المفضل ان تجري اعادة معاملة الوقود بعد فترة تشعيع (حرق) قصيرة نسبيا وتقليص فترات التبريد الى حوالي ثلاثين يوما وذلك لغرض الحصول على اكبر كمية مستخلصة من العناصر الانشطارية باصغر فترة زمنية وبذلك يقل زمن المضاعفة Doubling time (لاحظ الفصل العاشر). ان هذا النمط من البرمجة لايغير كثيرا من موازين الامور في الحالات التي يكون فيها معدل نمو الطلب على الطاقة بشكل بطيء والذي يرتبط عضويا بنمو اقتصادي بطيء ايضا. ولكن حتى في حالة اختيار المفاعلات القريبة من حدود التوليد وهو النوع الملائم لمثل هذه الحالة من النمو الاقتصادي البطيء فان اي تحسن في اعادة معاملة الوقود لاستخلاص المواد الانشطارية منه، فانه يساهم وبدون شك في تقليل الطلب على اليورانيوم من مصادره الطبيعية.

ان مردودات اعادة معاملة الوقود لاتقف عند حدود ادخال تكنولوجيا المعاملة بحد ذاتها بل تتعداها الى مسألة اختيار نوع دورة الوقود والهدف من انتقائها. ان دورة البلوتونيوم ـ اليورانيوم يستخلص منها البلوتونيوم ويعاد اليورانيوم المكرر وبتراكيز نظيرية (مذكورة في الجدول ١١ ـ ٢) لاتحتاج الى احتياطات فيزياوية صحية واحتياطات تعامل اكثر تعقيدا من التي تستخدم عند التعامل مع اليورانيوم الطبيعي. ولكن من المهم ان نذكر ان التعامل مع البلوتونيوم المستخلص يتطلب حذرا شديدا ودقة متناهية في اتباع تعليمات السلامة. ان الخطر الاساسي من هذا التعامل

لايتأتى من مسألة التعرض للاشعاع بقدر كونها مسألة التلوث بالعنصر نفسه، لذلك فأن مسألة الخلايا المعزولة والتهوية الخاصة هي الاساس في تلبية مستلزمات السلامة في ذلك.

بالمقارنة مع ماتقدم فان الاعتماد على دورة الثوريوم واليورانيوم ـ ٢٣٣ ترافقه مصاعب اضافية وهي وجود نسب قليلة من نظائر اليورانيوم ـ ٢٣٢ والثوريوم ـ ٢٢٨ مع اليورانيوم والثوريوم المستخلص. ان هذين النظيرين واللذين يمثلان الشوائب، يتميزان بان لهما انصاف اعمار فيزياوية متوسطة وهي سنتان وسبعون سنة على التوالي وان كليهما يضمحلان الى نظائر ونواتج تطلق اشعاعات لها قابلية على الأختراق. وكنتيجة لذلك فان منظومة معاملة الوقود تحتاج الى جدران سميكة كحواجز للاشعاع الموجود بالاضافة الى منظومات التعامل الاوتوماتيكية وعن بعد. ان الحال ليست كذلك في حالة دورة اليورانيوم ـ البلوتونيوم حيث ان المخاطر الناتجة عن شدة الاشعاعات غير موجودة مما يمكن العاملين من التعامل مع اكاسيد الوقود التي عن قرب دون التعرض لجرع عالية من الاشعاع.

ان دورة الوقود التي تتعامل مع اليورانيوم ـ والثوريوم يمكن القول عنها وبتأكيد مسبق ان عملية استخلاص اليورانيوم ـ ٢٣٣ وبسرعة عامل مهم جدا ولكن ذلك لايعطي الوقت الكافي لاضمحلال النشاط الاشعاعي الناتج عن اليورانيوم ـ ٢٣٢، لذلك وجب اتخاذ الاحتياطات اللازمة في تصميم هذه المنظومات لكي تكون لها القابلية على التحمل والوقاية من هذا النشاط الاشعاعي العالي. من ناحية اخرى، فان ذلك ليس صعبا، عندما ناخذ بنظر الاعتبار وفرة الثوريوم وقصر نصف العمر الفيزياوي للثوريوم ـ ٢٢٨، والبالغ سنتين، مما يجعل الثوريوم المكرر لفترة زمنية معقولة لضمان زوال خطر التعرض لذلك النشاط الاشعاعي ممكنا. ومن النواحي الاخرى، فلايوجد اختلاف كبير بين منظومة دورة معاملة وقود الثوريوم ـ اليورانيوم بقدر تعلق الامر

جدول رقم (١١ ـ ٢)

التركيب النظيري لليورانيوم والبلوتونيوم المستخلص

مفاعل الماء الخفيف مع اعادة استخدام اليورانيوم

بلوتونيوم				يورانيوم			
النظير	٪	كغم	كوري	النظير	٪	كغم	كوري
٢٣٦	$١٠^{-٤}$	٢×١٠^{-٤}	$١,٣\times١٠^{٢}$	٢٣٤	٠,٠١	٣	١٩,٢
٢٣٨	٢,٤	٦	١×١٠^{٥}	٢٣٥	٠,٨٣	٤١٣	٠,٥
٢٣٩	٥٨,٤	١٤٢	$٨,٧\times١٠^{٣}$	٢٣٦	٠,٤٤	١١٣	٧,١
٢٤٠	٢٤	٥٩	$١,٣\times١٠^{٤}$	٢٣٨	٩٨,٧	٢٥٤٢٢	٨,٤
٢٤١	١١,٢	٢٧	$٢,٨\times١٠^{٦}$				
٢٤٢	٣,٩	١٠	$٣,٧\times١٠^{١}$				
	٪١٠٠	٢٤٤	$١,٢\times١٠^{٥}(\alpha)$ $٢,٨\times١٠^{٦}(\beta)$		٪١٠٠	٢٥٧٥١	٣٥,٢

مفاعل الماء الخفيف مع اليورانيوم الطبيعي واعادة استخدام البلوتونيوم

البلوتونيوم المستخلص				اليورانيوم المنقب			
النظير	٪	كغم	كوري	النظير	٪	كغم	كوري
٢٣٦	٠,٠	٠,٠	$٢,٢\times١٠^{٢}$	٢٣٤	٠,٠١	١,٧	١٠,٢
٢٣٨	٤,٢	٤١	$٦,٩\times١٠^{٥}$	٢٣٥	٠,٣٣	٨١,٨	٠,٢
٢٣٩	٣٨,٧	٣٨٠	$٢,٣\times١٠^{٤}$	٢٣٦	٠,٠٨	١٩,٨	١,٢
٢٤٠	٢٧,٥	٢٧٠	٦×١٠^{٦}	٢٣٧	٠,٠٠	٠,٠	٣٨٨,٠
٢٤١	١٨,١	١٧٨	$١,٨\times١٠^{٧}$	٢٣٨	٩٩,٥٩	٢٤٩٠٠	٨,٣
٢٤٢	١١,٥	١١٣	$٤,٤\times١٠^{٢}$				
	١٠٠٪	٩٨٢	$٧,٨\times١٠^{٥}$ (α) $١,٨\times١٠^{٧}$ (β)		١٠٠٪	٢٤٩٩٢	٤٠٨

LMFBR مع اليورانيوم واعادة استخدام البلوتونيوم واليورانيوم

البلوتونيوم المستخلص

النظير	%	كغم	كوري
٢٣٦	٢×١٠^{-٦}	٣×١٠^{-٥}	$١,٧\times١٠$
٢٣٨	٠,١	١,٤	$٢,٤\times١٠^{٤}$
٢٣٩	٧١,٧	١٤٦٠,٦	٩×١٠^{٤}
٢٤٠	٢٥,١	٥١٠,٨	$١,١\times١٠^{٥}$
٢٤١	٢,٤	٤٨,٤	$٤,٤\times١٠^{٦}$
٢٤٢	٠,٨	١٥,٥	٦×١٠
	١٠٠٪	٢٠٣٧	$٢,٣\times١٠^{٥}$ (α) $٤,٩\times١٠^{٦}$ (β)

مفاعل درجات الحرارة العالية المبرد بالغاز مع اعادة استخدام اليورانيوم ـ ٢٣٣ واليورانيوم ـ ٢٣٥ المستخلص لمرة واحدة

النظير	٪	اليورانيوم المتولد (معاد من الثوريوم) كغم	كوري	النظير٪	اليورانيوم المستخلص (مستخدام لمرة واحدة ٩٣٪) كغم	كوري
٢٣٢	٠,٠	٠,١	٢٣٠٧	٠,١٢٣٤	٠,١	٠,٣
٢٣٣	٥٥,٤	١٨٧,٦	١٧٧٨	٢١,٨٢٣٥	١٧,٤	٠,٠
٢٣٤	٢٣,٢	٧٨,٧	٤٨٧	٥٥,٨٢٣٦	٤٤,٦	٢,٨
٢٣٥	٩,٥	٣٢,٣	٠,١	٠,٠٢٣٧	٠,٠	٠,٩
٢٣٦	١١,٥	٣٩,٠	٢,٥	٢٢,٣٢٣٨	١٧,٨	٠,٠
٢٣٧	٠,٠	٠,٠	٠,٦			
٢٣٨	٠,٣	١,٠	٠,٠			
	٪١٠٠	٣٣٨,٨	٤٥٧٥	٪١٠٠	٧٩,٨	٤,٢

بتكنولوجيا المعاملة. ان العنصر الانشطاري المطلوب هو اليورانيوم ـ ٢٣٣ في الحالة الاولى، وهو ذو سمية اقل من العنصر الثاني وهو البلوتونيوم والذي يتميز بدرجة عالية من السمية. ولكن ادنى تحوير لتسهيل مسألة التعامل معه سوف يفوقه تعقيدا التحوير المطلوب عند وجود نظير اليورانيوم ـ ٢٣٢، (لاغراض المقارنة). اما بالنسبة للمعاملات الكيمياوية المستخدمة في الفصل والتحويل، فان نسبة التحوير طفيفة جدا بسبب وجود الثوريوم وذلك لان العنصر الاساسي ذا القيمة الهامة في هذه الحالة هو اليورانيوم.

في بعض دورات معاملة وقود الثوريوم ـ اليورانيوم، تكون الكلفة الفعلية لاعادة المعاملة والتصنيع اعلى بنسبة لابأس بها عند مقارنتها بدورة معاملة وقود البلوتونيوم ـ اليورانيوم. ان هذا الفرق ناشيء عن ان كمية الوقود المكرر والمستخدم لوحدة الطاقة هي اكبر في حالة دورة الثوريوم للمفاعلات القريبة من مفاعلات التوليد. ان ذلك يتمثل بوضوح عند جعل فترات احتراق الوقود قصيرة في هذه الحالات التي يبتغي منها الوصول الى حالةالتوازن الاكتفائي في التوليد، وهي معدل احتراق مقداره (١٠) الاف ميكاواط ـ يوم لكل الف كيلوغرام وقود (MWd/Te). ان كلفة اعادة معاملة الوقود للمفاعلات القريبة من مرحلة التوليد يمكن ان تشكل جزءا كبيرا من كلفة توليد الطاقة الكلية، ولكن تبقى الكلفة الرئيسية هي تلك التي تذهب في انشاء محطة توليد الطاقة ومنظوماتها. وبذلك نرى ان الزيادة في الكلفة لانتاج الطاقة يتناسب مع زيادة كلفة اعادة معاملة الوقود وتصنيعه، وان هذه الكلفة غير مستقرة دائما.

في هذه المرحلة نرى ان التركيز تم على المفاعلات المتطورة ودورة وقودها من نواحي وفرة الوقود

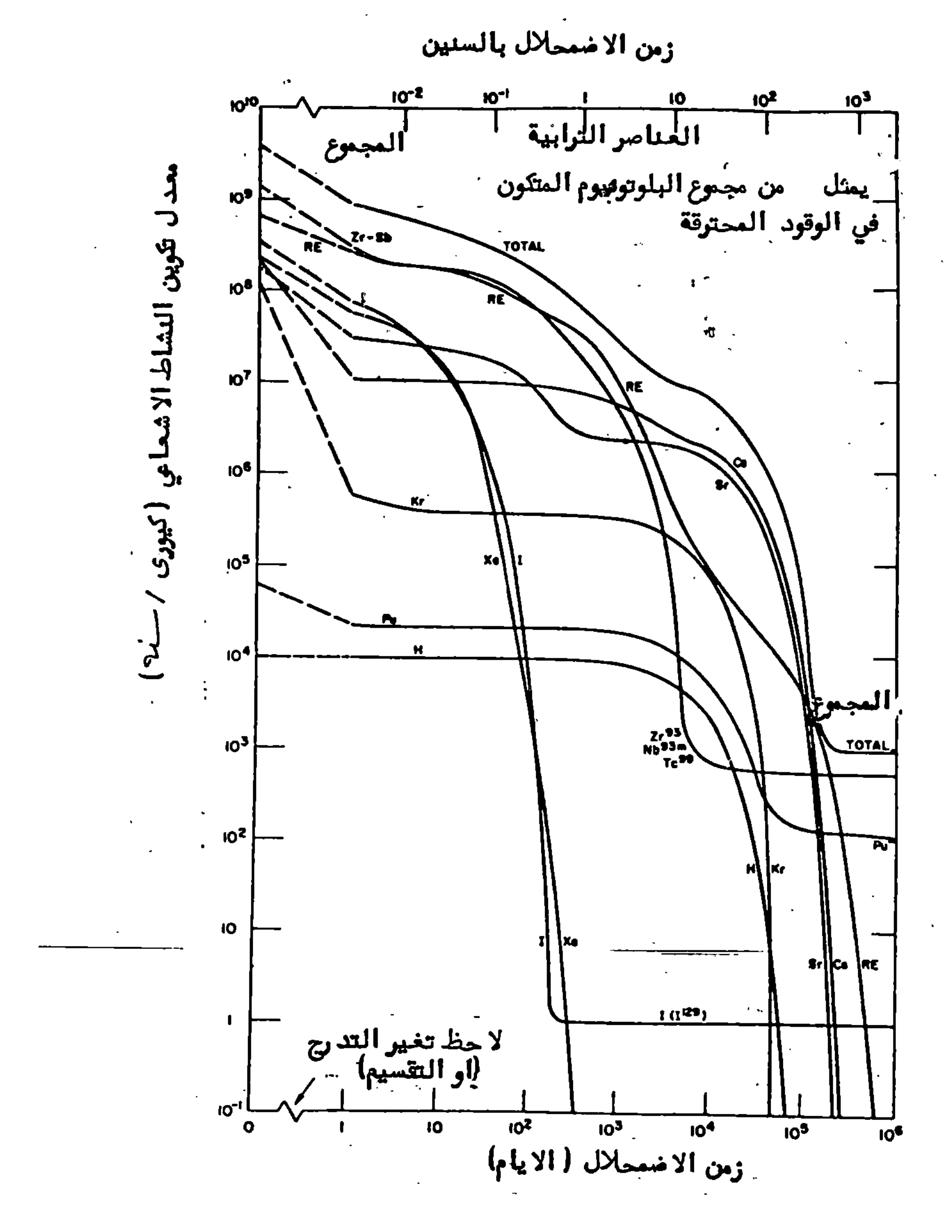
واقتصادياتها. كما تم التطرق مسبقا الى بعض النواحي الصحية والوقاية ونواحي السلامة. ولكن، لم تتم مناقشة الموضوع حول استغلال المواد النووية التجارية الحالية لاستخدامات غير سليمة. اعتمادا على نوع الاتجاه المطلوب والاهتمامات الخاصة فانه يمكن تفضيل نوع معين من المفاعلات وكذلك وقود معين بتصميم خاص وصولا الى الغرض المطلوب.

معاملة وردم النفايات المشعة

ان تشغيل منظومة توليد الطاقة النووية ينتج عنه كميات كبيرة من المواد المشعة، والمتكونة اساسا من التفاعلات النووية في الوقود النووي عند احتراقه. ان التفاعلات الانشطارية تولد غالبا عناصر متوسطة الكتلة وخاصة الهالوجينات، الغازات الخاملة وبعض العناصر الاخرى المشعة. اما اقتناص النيوترون في الوقود فأنه يقود الى انتاج عناصر الاكتينات Actinides والتي هي عبارة عن مجموعة من سلسلة اليورانيوم transuranic. اضافة الى ذلك فان المواد التركيبية ومنها غلاف الوقود fuel cladding تتنشط اشعاعيا بسبب تفاعلاتها مع النيوترونات الموجودة وكذلك بواسطة اشعة كاما ذات الطاقة العالية والتي تحدث تفاعلات اخرى مع مادة التبريد او المهديء كما تتفاعل مع المواد التركيبية كجدار قلب وحوض المفاعل. مما تقدم نلاحظ ان الجزء الاعظم من المواد المشعة الناتجة تتكون من المواد الناتجة عن الانشطار النووي والاكتينات. ان الجدول (٣ ـ ١) يمثل نموذجا من المواد المشعة الموجودة في مفاعل تحت التشغيل. وبما ان معظم هذه المواد المشعة موجودة في الوقود لذلك فانها تزال من المفاعل مع الوقود المحترق. عندها يبدأ اضمحلال العناصر ذات النشاط الاشعاعي العالي وباعمار فيزياوية طويلة تجعل التعامل مع حزم الوقود المحترق صعبا ويتطلب حذرا شديدا في التخلص من نفاياته المشعة الطويلة العمر، (انظر الشكل ١١ ـ ٥).

ان الحال في اية دورة وقود هو ان المواد المشعة تسلك احد طريقين هما: اما ان تذهب الى إعادة تكرير الوقود او تذهب كنفايات مشعة (الشكل١١ ـ ١). وكبديل عن ذلك، هو ان لا تكون هناك اعادة معاملة للوقود المحترق بل يتم خزنه بعد حرقه، كما سيتم مناقشة ذلك في نهاية هذا المضوع. وعند افتراض الطريق الاول فان اليورانيوم والبلوتونيوم والثوريوم سيتم استخلاصها من محلولها الحامضي بعد عمليات الاذابة. اما المحلول المتبقي فسوف يحوي على كميات كبيرة من المواد المشعة Hiqh level liquid waste (HLLW) والتي يجب ان يتم حصرها في مناطق بعيدة عن بيئة العيش البشري نظراً لاحتوائها على نشاط اشعاعي عالي ذي تأثير خطر على السكان. ومن النفايات المشعة الاخرى هي بقايا اغلفة الوقود المتبقية بعد اذابة الوقود. ان مفاعلات الماء الخفيف تقذف بما يقارب (١٥) الف كيلوغرام من نفايات اغلفة الوقود لكل واحد كيكاواط ـ سنة من التشغيل لانتاج الطاقة. ان هذه النفايات المشعة وغيرها الناتجة عن اعادة معاملة الوقود وغيره من الاستخدامات تحتاج الى تدبير محكم للتخلص منها.

ان المستوى الاشعاعي العالي للنفايات يتأتى من مصدرين اساسيين هما، نواتج الانشطار والاكتينات، والتي تكون نتراتها مذابة بمحلول حامضي بمعدل ١٠٠٠ كيلو غرام لكل ١٠٠٠ لتر (١كغم/لتر) من الوقود المذاب. قد يتغير تركيز المحلول هذا قليلا مع تغير طريقة الفصل والاذابة



الشكل (١١ - ٥)

اضمحلال النشاط الاشعاعي لنفايات مفاعلات الماء الخفيف.

وبذلك قد يصل حجم المحلول الى ١٠ ـ ٢٠ مترمكعب من ملحول مركز ذي مستوى اشعاع عالي من النفايات لكل كيكاواط ـ سنة ومن التشغيل لانتاج الطاقة.

ان التعليمات الدولية تشير الى ضرورة تحويل النفايات المشعة السائلة الى حالتها الصلبة قبل التخلص منها مع ترك خصوصيات كل عنصر مشع وطريقة تحويله الى الحالة الصلبة حيث ان ذلك يعتمد على طول فترة الخزن والردم النهائية وكذلك الموقع الذي سوف تردم فيه وظروفه.

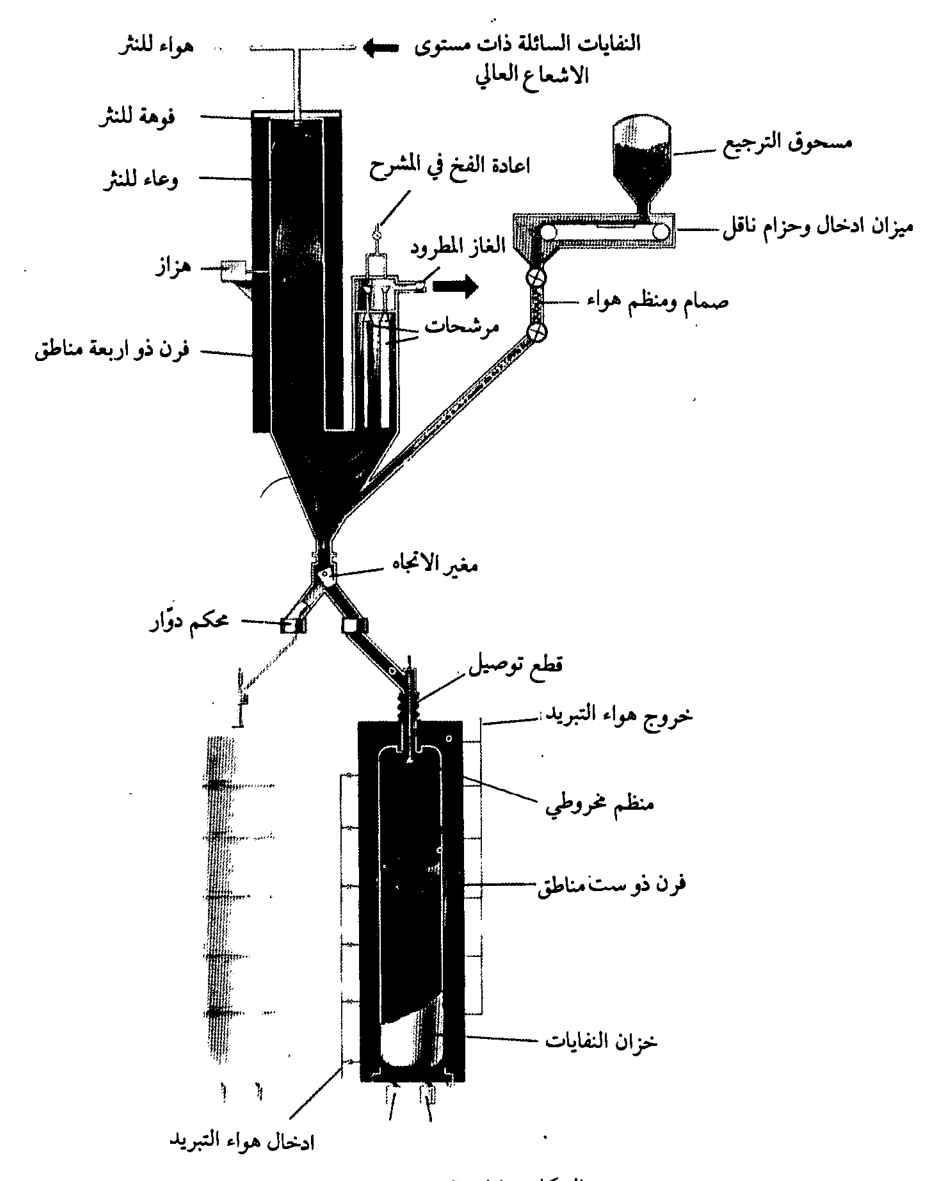
انه لمن الضروري ان يتم عزل النفايات في اماكن ردمها الى اقسام معزولة نسبة الى طول عمرها الفيزياوي. لذلك نجد ان من الضروري عزل نواتج الانشطار في مكان معزول عن الاكتينات وكذلك الحال بالنسبة لنواتج ذات العمر الطويل.

ان كمية الاكتينات الموجودة في الوقود المحترق تعتمد على دورة الوقود المستخدمة ونوعيته. ان الدورة التي تستلخص البلوتونيوم تكثر فيها الاكتينات وخاصة عنصري الاميريسيوم والكوريوم، ولكن توليد هذه الكميات من الاكتينات ينعكس على تقليل كميات البلوتونيوم التي تحتاج الى خزن او ردم. لذلك فان ردم الوقود المحترق بدون معاملة وتكرير يعني ردم كميات من الاكتينات وخاصة اذا ماتمت المقارنة على اساس السمية التي ترافقها فيها اذا قورنت مع وقود الماء الخفيف المحترق الذي تعاد معاملته لاستخلاص البلوتونيوم (على اعتبار ان كمية البلوتونيوم التي تبقى في النفايات بعد عملية الاستخلاص هي بحدود ١٪). ان خطورة وجود الاكتينات لايرجع اساسا الى نوع دورة الوقود المستخدمة ولذلك فان ردم هذه النفايات لايرتبط بنوع الوقود المستخدم ودورته او طريقة معاملته.

يمكن تصليب النفايات السائلة بطرق عديدة يشتمل بعضها على عملية الكلسنة (التكليس) وذلك بتحويلها الى مواد او حبيبات صلبة. ان عملية الكلسنة هذه قد تكون بتحويل قطرات السائل الى مادة جافة بواسطة التسخين، وان افضل الطرق المستخدمة حاليا هي وضع هذه المواد داخل تركيب زجاجي بغية التأكد من عدم مغادرتها هذا التركيب المستقر الصلب، كما موضح في الشكل (١١ ـ ٦)، حيث تشمل المنظومة عمليات صهر وتجفيف لغرض تزجيج الفضلات المشعة. ان عملية الصهر والتزجيج هذه تجري في اوعية الردم نفسها حيث تضاف المواد الاولية للزجاج ليخرج بعدها محملا بالنفايات المشعة داخل تركيبه الصلب حيث يتم ردمه مع الاوعية الحاوية له. ان هذه الطريقة تعتبر الطريقة المنتخبة في الوقت الحاضر لردم الفضلات المشعة والتي تستقبل النفايات الاولية اما بحالتها السائلة او مكلسنة حيث تضاف اليها مواد الزجاج الاولية مع التسخين ومن ثم تجمع في اوعية الردم.

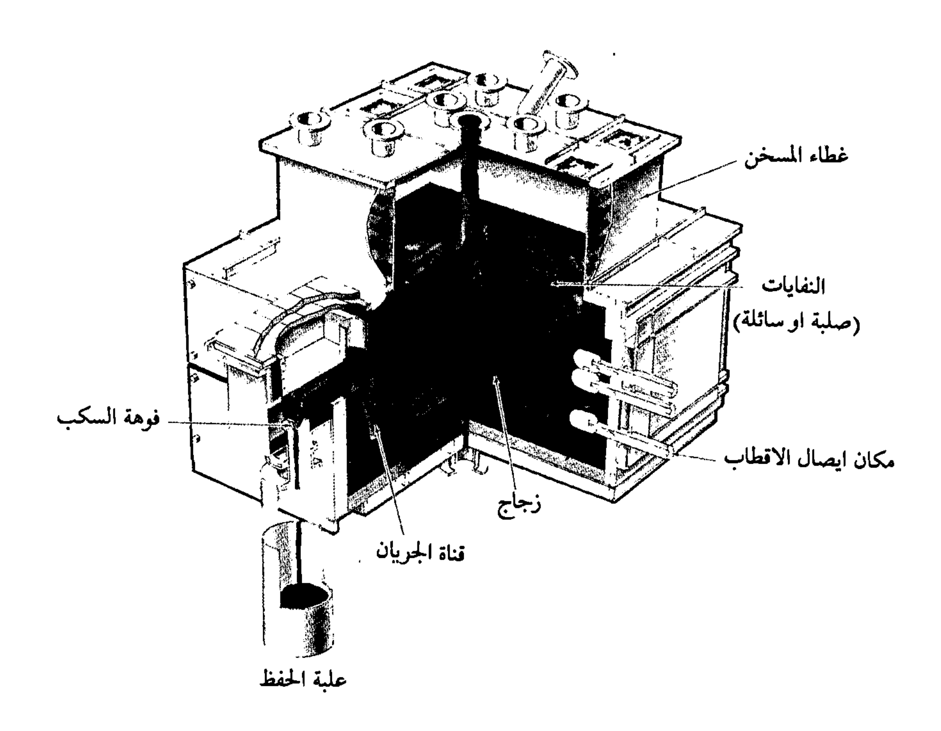
ان كل هذه المعاملات الفيزيوكيمياوية والتركيبية للنفايات تخدم الغرض الاساس وهو عدم السماح للنفايات المشعة من الهرب الى مواطن المياه الجوفية او الهواء الذي يستنشقه الانسان.

مما تقدم تتبين اهمية موضوع اختيار مكان الردم، حيث يجب ان تكون فيه شروط الرطوبة، التآكل، البعد عن المياه الجوفية والتسرب الى الهواء من الامور التي تجعل النفايات المخزونة في مأمن من كل هذه العوامل التي تفسد عملية الخزن وتقصر من عمرها بالمقارنة مع عمر النفايات المشعة الفيزياوي. لقد اصبح التفكير باختيار موقع الردم مسألة جدية يكثر التفكير بها اكثر من مسألة معاملة النفايات نفسها (بالرغم من الحرارة الهائلة التي تطلقها النفايات نتيجة اشعة كاما



الشكل (١١ ـ ٦)

عمنليات تصليب النفايات المشعة باستخدام الناثر واجراء الصهر داخل عملية الحفظ

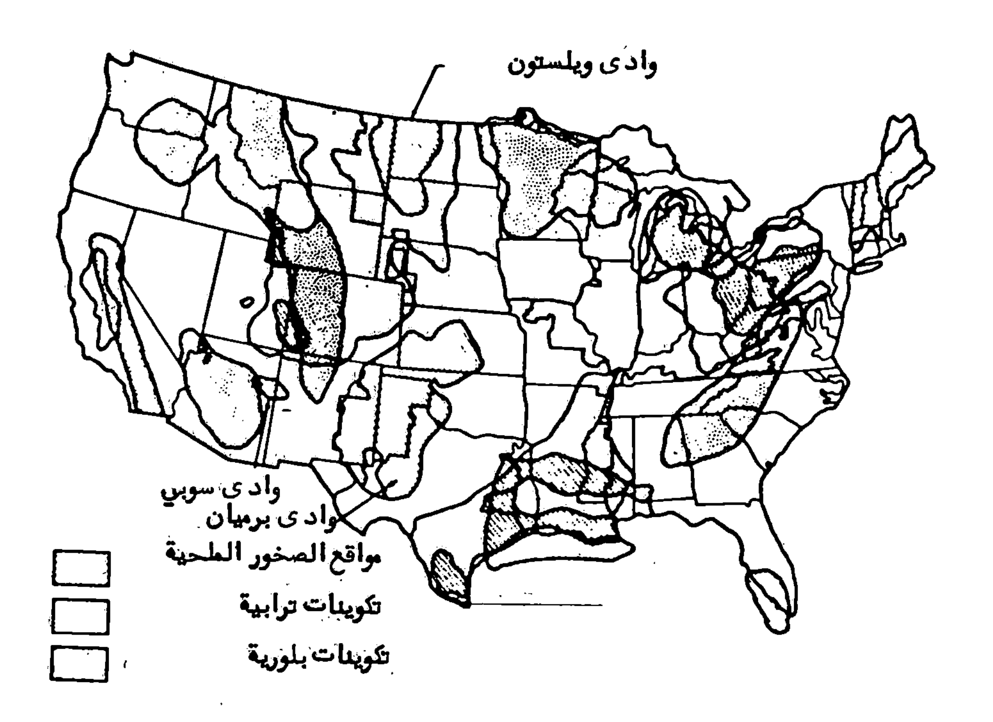


الشكل (١١ - ٧)
منظومة تصليب النفايات السائلة بصورة مباشرة

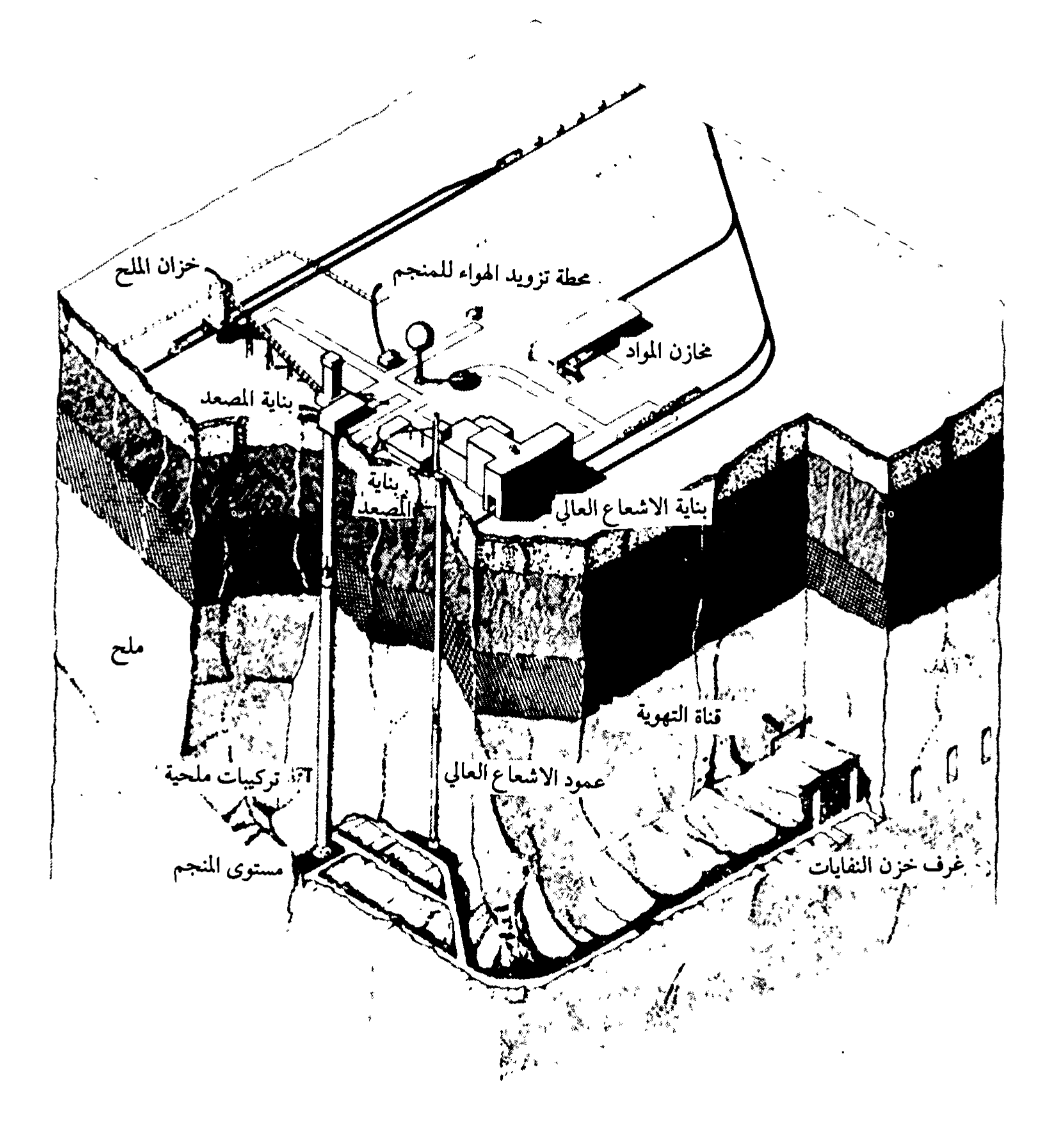
والاشعاعات الاخرى التي تطلقها بصورة مستمرة والتي قد تسبب تلفا في الهيكل التركيبي لاوعية النفايات). ان المواطن الجيولوجية العميقة في باطن التراكيب الكلسية والصخرية تشكل احد الاختيارات بالاضافة الى التجاويف التي تركتها المناجم الملحية كاختيارات التي يتحدث بها فريق من المهتمين بالموضوع ومنها ارسال النفايات المشعة الى خارج الغلاف الجوي (في الفضاء الخارجي) او دفنها في اعماق البحار والمحيطات وما الى ذلك من الافكار التي وان دلت على شيء انما تعكس مدى الخوف وقلة الحيلة في التخلص من هذه المواد الخطرة والتي يدوم تأثيرها لاجيال قادمة يظهر تأثيرها بعد اجيال لتشهد كارثة لاتعرف سببها او لا تملك طريقا لتلافيها.

ان الشكل (١١ - ٨) يبين المواقع الجيولوجية المختلفة في الولايات المتحدة الامريكية بانواعها

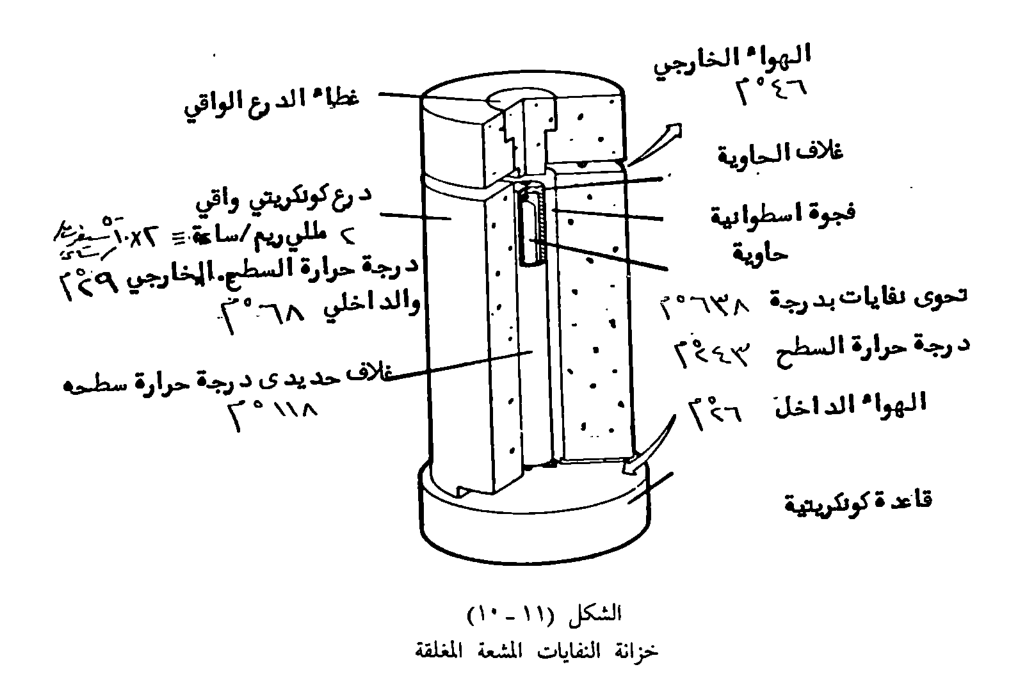
المختلفة واحتمال استخدامها كمواقع ردم للمواد المشعة. كما يوضح الشكل (١١ ـ ٩) مخططا لفكرة تصميم لمحطة ردم النفايات المشعة والتي يجري تفكير جدي فيها لغرض توفير كافة الظروف الملائمة لخزن اوعية النفايات لاطول فترة زمنية بحيث يضمحل النشاط الاشعاعي فيها، حيث قد تبلغ هذه الفترة في الحالات العملية حوالي عشرة مرات بقدر نصف العمر الفيزياوي للمادة المشعة. من هنا تبين طول السقف الزمني لفترة الخزن بحيث تصبح بكل المعايير الحياتية الى مدى الحياة وحتى للاجيال القادمة. اننا نتحدث عن خزن الاوعية الحديدية او غير الحديدية هذه مدى الحياة وبدون ان يحصل عليها اي تأثير يؤدي الى تلفها لكي تفلت منها هذه المواد المشعة



الشكل (١١ ـ ٨)
المواقع الجيولوجية المحتمل استخدامها لردم النفايات المشعة في الولايات المتحدة الأمريكية



الشكل (١١ ـ ٩)
مخطط لمحطة ردم نهائي للنفايات المشعة



الشكل (١١ ـ ١٠)
خزانة النفايات المشعة المغلقة

الخطرة. ان خزن المواد المشعة قد يتم فوق سطح الارض على ان تتوفر في ذلك الشروط الاساسية من شروط السلامة كما يوضح ذلك الشكل (١١ ـ ١٠).

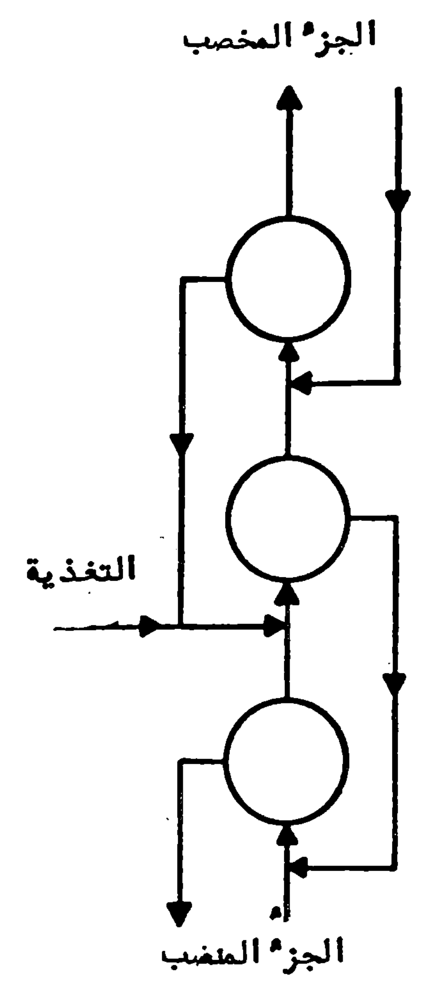
خلافا لما تمت مناقشته في هذا الفصل حول اعادة معاملة الوقود وردم النفايات فقد لاتكون هناك حاجة الى كل ذلك ومايرافقها من تعقيدات ومشاكل. ان ذلك يتحقق فيها اذا لم تكن هناك اعادة معاملة للوقود او ردم للنفايات المشعة، حيث من الممكن ان يتم خزن انابيب الوقود كما هي وما تحويه من مواد مشعة فيها اذا تمت المحافظة عليها دون عبث. في هذه الحالة يصبح بالامكان خزنها حتى على سطح الارض كما يبين الشكل (١١ ـ ١٠). في حالات كهذه يمكن خزن الوقود المحترق لفترات طويلة وبعدها يمكن اعادة استخدامه في معامل تكرير الوقود او تركه كما هو لاغراض الردم النهائي بعد اجراء معاملة كيميائية له لتحويله الى تركيب مستقر.

تكنولوجيا التخصيب

ان معمل تخصيب الوقود النووي هو جزء من منظومة معاملة الوقود ودورته. ان عملية التخصيب ترتبط غالبا مع مفاعلات الماء الخفيف وكذلك مع التحميل الاول لبعض انواع المفاعلات الحرارية المتطورة. ولكن التطور الحالي الحاصل في نواحي تخصيب الوقود (اليورانيوم) قد اشار الى ناحيتين اساسيتين وهما، احتمالية استثمار اكبر لليورانيوم ومصادره الطبيعية وبكفاءة اعلى، والناحية الثانية هي ازدياد احتمالية توفر المادة الاساسية لتصنيع الاسلحة النووية.

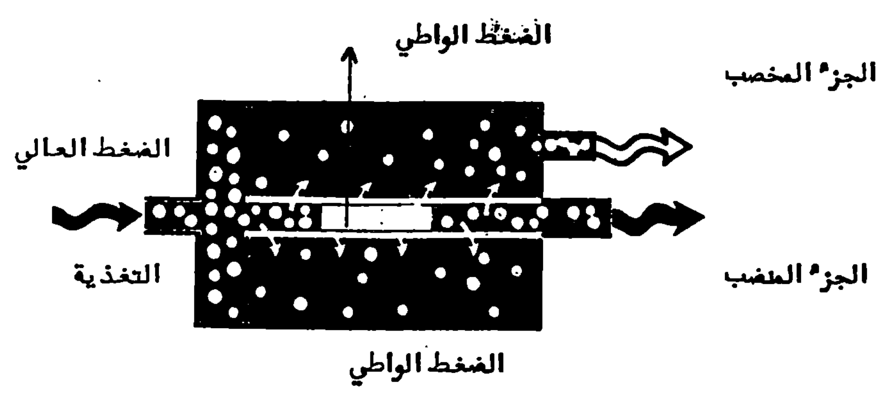
ان فكرة التخصيب تنصب من الناحية الاساسية على فكرة الفصل، وبما ان لكل عملية فصل معامل فصل يمثل النسبة بين تركيز المادة التي يراد فصلها نسبة الى تركيز المادة المتبقية. لذلك فاذا كان معامل فصل نظيري اليورانيوم ـ ٢٣٥ واليورانيوم ـ ٢٣٨ هو القيمة (ف) واذا كانت نسبة اليورانيو ـ ٢٣٥ في اصل الخليط هي ٠,٧٪؛ ولنفترض انه بعد اجراء عملية الفصل تصبح نسبة اليورانيوم ـ ٢٣٥ (الجزء المخصب) هي رم ونسبة الجزء المنضب هي رن، فبذلك يصبح معامل الفصل ف = رم/رن. مما تقدم يتبين المهمة التي نحن بصددها وهي زيادة تركيز مادة من نسبة قدرها ٠,٧٪ الى قيمة عالية جدا (قد تكون ٩٥٪) تعكس لنا العدد الكبير من المراحل التي يجب ان تمر خلالها المادة (الوقود) لغرض الوصول الى النسبة المطلوبة. ان انتظام هذه المراحل يجب ان يكون بشكل سلسلة CASADE. ان الطريقة التي تعمل بها هذه السلسلة هي ان يتم ادخال الخليط الطبيعي في وسط السلسلة ويتم اخذ الجزء المخصب الى المرحلة الاعلى ويؤخذ الجزء المخصب الى المرحلة الاسفل لكي يتم خلطه مع الجزء المخصب من المرحلة التي قبلها لتشكل الخليط الكلي الذي يدخل لتلك المرحلة. لذلك فان الجزء المخصب يصعد دائما الى المرحلة العليا والجزء المنضب ينزل الى المرحلة السفلى فيصبح الفرق بين الجزء المخصب والمنضب معتمدا اعتمادا كليا على طول السلسلة او عدد المراحل فيها. ان المخطط الذي يوضح هذه السلسلة مبين في الشكل (١١ ـ ١١).

ان عملية تخصيب اليورانيوم ـ ٢٣٥ وفصله عن اليورانيوم ـ ٢٣٨ يخضع من الناحية الفيزياوية الى قانون انتشار الغازات حيث ان معامل الفصل يعتمد على معدل سرعة الجزيئات للغاز الجاري. ان هذه العملية تستخدم مركب سادس فلوريد اليورانيوم الغازي UF_6 وبذلك فان معامل الفصل يتناسب مع الجذر التربيعي لكتل جزئيتي غاز سادس فلوريد اليورانيوم لنظيري اليورانيوم ـ ٢٣٥و ٢٣٨ اي ان معامل الفصل النظيري مساويا الى ٣٥٢/٣٤٩ = ١,٠٠٤٢٩. ان هذه القيمة تدلل على العدد الكبير من المراحل التي تتطلبها عملية التخصيب هذه، حيث يبلغ بحدود الالاف منها، وان كل مرحلة منها تحوي على حواجز مسامية بمواصفات معينة للقيام بالمهمة في فصل الخليط الغازي. لغرض الحصول على زيادة في التركيز لليورانيوم ـ ٢٣٥ الى حدود (٢ ـ ٤)٪ وترك الجزء المنضب بحدود (٠,٢ ـ ٠,٣)٪ فان ذلك يتطلب بحدود الف مرحلة للفصل ان رفع تركيز اليورانيوم ـ ٢٣٥ من ٥٠٪ الى ٩٥٪ يحتاج الى ملايقل عن الف مرحلة اخرى. ان المبالغ اللازمة لانجاز مثل هذه المشاريع عالية جدا بالاضافة الى المبالغ اللازمة لاستهلاك الطاقة المستخدمة في تحويل سادس فلوريد اليورانيوم الى غاز وضخه خلال الحاجز المسامي، كما موضح في الشكل (١١ ـ ١٢).



الشكل (١١ ـ ١١)
مخطط سلسلة التخصيب

ان مقدار الجهد المطلوب لانجاز اي عملية تخصيب يتناسب مع ما يقابله من جهد انجز من الشغل والمقاس (بوحدات شغل الفصل) separation wok unit (SWU) والذي يكون مقاسا بالكيلوغرام. ان هذه الوحدات تمثل وبشكل مبدأي كمية الغاز التي تم ضخها خلال الحاجز المسامي في جميع مراحله. ان الكلفة التقديرية لوحدة شغل الفصل SWU قد تصل الى ٥٠ دولار امريكي/كغم لاغراض تشغيلية باهضة جدا (لاحظ الجدول ١٠ ـ ١). ان هذه الزيادات في اسعار كلفة التخصيب تتأتى بصورة اساسية من زيادة اسعار الطاقة والتي يستهلك الكثير منها في معامل التخصيب مسببة ارتفاع الاسعار.

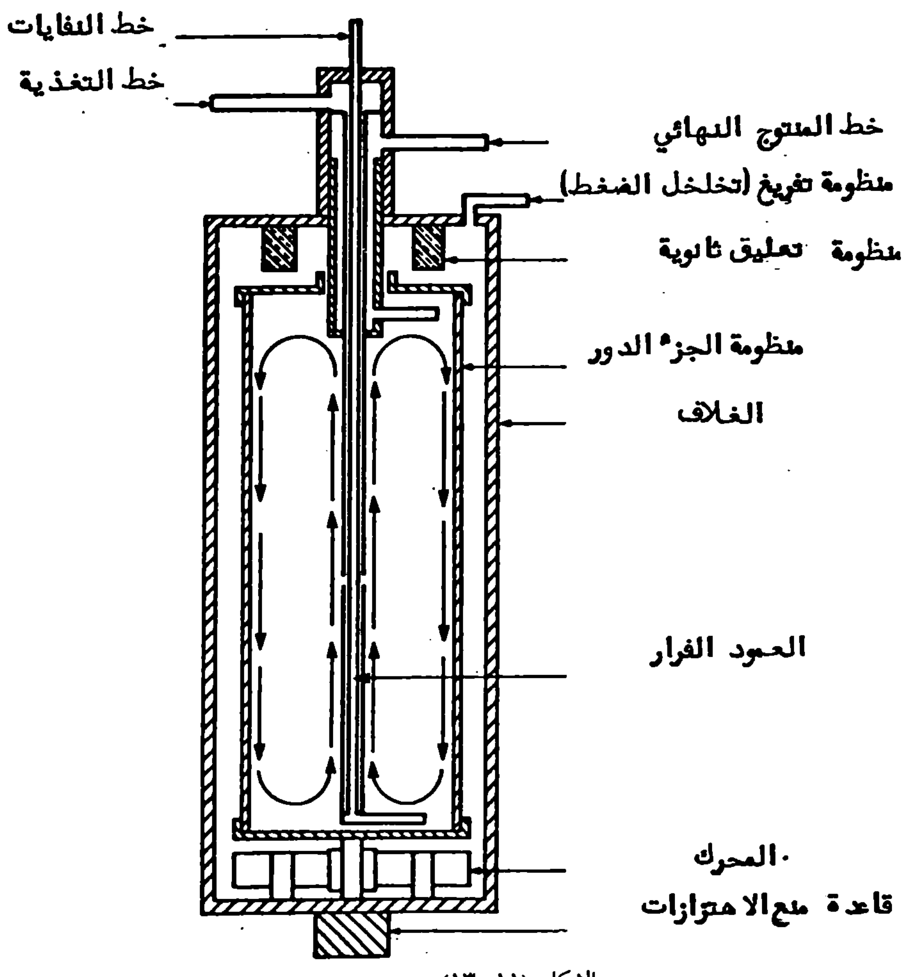


الشكل (١١ - ١٢)
مخطط لمرحلة الفصل بطريقة النفاذ الغازي

لقد برزت الى حيز الوجود استخدامات تكنولوجيا جديدة لاغراض التخصيب مثل الفرازات السريعة Speed Centrifuges (الشكل ١١ - ١٣) التي يتم تصميمها وبناؤها وخاصة في اوروبا واليابان والولايات المتحدة. ان هذه الطريقة تعتمد في اساسها الفيزياوي على فرق الكتلة بين نظيري اليورانيوم - ٢٣٥، ٢٣٨ ايضا لاحداث الفصل بينهما، ولكن معامل الفصل للمرحلة الواحدة هنا اكبر من ذلك في حالة النفاذ الغازي وهو يتراوح بين (٢ - ١,٢٥). لذلك فان هذا النوع من الفصل يحتاج الى عدد مراحل اقل للحصول على تخصيب عالي كوقود للمفاعلات او للاستخدامات العسكرية. ان تكنولوجيا الفراز تحتاج الى طاقة اقل وكلفتها ايضا اقل من تكنولوجيا النفاذ الغازي وذلك حسب التقديرات الحالية. هناك طريقة اخرى للفصل تعتمد فرق العدد الكتلي لنظائر اليورانيوم وهي قيد التطوير، وبهذه الطريقة يضخ غاز سادس فلوريد اليورانيوم المحمل بالهيدروجين على ريشتين (سكينين) Blades حيث تقوم واحدة منها بفرز او فصل الخليط الغازي الى مركبين أحدهما محمل بالنظير الخفيف والاخر محمل بالنظير الثقيل والعمل جار لادخال هذه التكنولوجيا حيز التطبيق في البرازيل وبمساعدة وتنفيذ الشركات الالمانية الغربية. ان التكنولوجيا الاخرى التي في طريقها للاعتماد تجاريا هي طريقة الفصل الكيمياوي. ان هذه الطريقة تعتمد على الفعالية الكيمياوية Chemical Reactivity والتي لوحظ ان هناك فرقا بسيطا فيها بين مركبات نظيري اليورانيوم، واعتمد هذا الفرق لغرض فصل هذين النظيرين. ان فرنسا اول من يروم ادخال هذه التكنولوجيا الى حيز التطبيق.

ولكن هناك طريقة للتخصيب تعتمد على فرق الكتلة بصورة غير مباشرة، وهي تكنولوجيا التخصيب باستخدام اشعة الليزر. ان هذه التكنولوجيا تستخدم اشعة الليزر ذات طاقة عالية تقوم بتحويل الجزيئات الى ايونات يتم فصلها عن بعضها. هناك جهود مثابرة ومكثفة في العالم لغرض التوصل الى انجاح هذه العملية. ان قيمة معامل الفصل بهذه الطريقة كبيرة بالمقارنة مع الطرق الاخرى اضافة الى ان كلفة مثل هذا المشروع اقل وان احتياجاته من الطاقة اقل ايضا. ان معامل الفصل الكبير قد يجعل اختيار احد انواع التكنولوجيا ممكنا وقيد الاستخدام بهدف

استخلاص اليورانيوم - ٢٣٥ المتبقي في الجزء المنضب او الذيل tail في السلسلة وفي ذلك توفير



الشكل (١١ - ١٣)
مخطط لمرحلة الفصل بطريقة فراز الغاز

لكميات كبيرة من الوقود ومصادره. ان ذلك يعني انه سيصبح بالامكان معالجة النفايات من اليورانيوم المنضب والمخزونة فيها اذا نجحت تكنولوجيا التخصيب باشعة الليز. ان نجاح تكنولوجيا الليزر سوف يكون له مردودات واضحة على مفاعلات الماء الخفيف بانواعها، وكذلك على امكانية تطوير استخدام هذه التكنولوجيا لفصل نظائر اخرى قد تقع ضمن دورة الوقود النووي. اضافة الى ماتقدم فان ذلك يعني ايضا توفير تكنولوجيا ولو على نطاق بسيط ومختبري ولكن بأمكانها انتاج مادة نووية وبتخصيب عال جدا يصل الى ذلك الذي يحتاجه خط التسليح النووي.

NUREG-0116. "Environmental Survey of the Reprocessing and Waste Management Portions of the LWR Fuel Cycle" (supplement No. 1 to WASH-1248), U.S. NRC report NUREG-0116 (October 1976) (NTIS).

Summarizes environmental impacts of LWR fuel reprocessing and waste management.

ORNL-4451. "Siting of Fuel Reprocessing Plants and Waste Management Facilities," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-4451 (July 1971) (NTIS).

Treats siting aspects, particularly those related to emissions, of reprocessing and waste management facilities.

Pigford, T. H., et al., "Fuel Cycles for Electric Power Generation," Teknekron report EEED 101 (January 1973, rev. March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW Uranium-Plutonium Fueled Water Reactor," Teknekron report EEED 104 (March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW High-Temperature Gas-Cooled Reactor," Teknekron report EEED 105 (March 1975). These are included in "Comprehensive Standards: The Power Generation Case," U.S. EPA report PB-259-876 (March 1975) (NTIS).

Estimates fuel cycle material flows for various reactor systems.

Pigford, T. H., and Ang, K. P., "The Plutonium Fuel Cycles," *Health Physics*, vol. 29, p. 451 (1975).

Estimates amount of material in fuel cycles that utilize plutonium as a recycle material.

Rochlin, G. I., "Nuclear Waste Disposal: Two Social Criteria," *Science*, vol. 195, p. 23 (1977).

Considers resistance to recovery or release and number of sites as criteria for selecting methods of waste disposal.

WASH-1248. "Environmental Survey of the Uranium Fuel Cycle," U.S. AEC report WASH-1248 (April 1974) (NTIS).

Summarizes environmental impacts of the LWR fuel cycle.

Zare, R. N., "Laser Separation of Isotopes," *Scientific American*, vol. 236, p. 86 (February 1977).

Describes how laser isotope separation works and how it might be used.

ERDA-1543. "Final Environmental Statement, Expansion of U.S. Uranium Enrichment Capacity," U.S. ERDA report ERDA-1543 (1976) (NTIS).
Considers need and impact of increasing U.S. enrichment capacity, using either gaseous diffusion or centrifuge units.

ERDA-76-43. "Alternatives for Managing Wastes from Reactors and Post-Fission Operations in the LWR Fuel Cycle," 5 vols., U.S. ERDA report ERDA-76-43 (May 1976) (NTIS).
Describes the various options available for radioactive waste management.

ERDA-76-162. "The Management and Storage of Commercial Power Reactor Wastes," U.S. ERDA report ERDA-76-162 (1976) (NTIS).
A brief summary document, based on ERDA-76-43.

ERDA-77-75. "Light Water Reactor Fuel Reprocessing and Recycling," U.S. ERDA report ERDA-77-75 (July 1977) (NTIS).
Considers impact of reprocessing and recycle for light-water reactors.

"Final Environmental Statement, 40 CFR 190: Environmental Radiation Protection Requirements for Normal Operations of Activities in the Uranium Fuel Cycle," 2 vols., U.S. EPA report EPA 520/4-76-016 (November 1976).
States background for emission standards for the uranium-fueled LWR fuel cycle.

Gall, N., "Atoms for Brazil, Dangers for All," *Bulletin of the Atomic Scientists,* vol. 32, p. 4 (June 1976).
Discusses significance of Brazilian acquisition of fuel cycle facilities.

GESMO. "Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors: Health, Safety, and Environment," 5 vols., U.S. NRC report NUREG-0002 (August 1976) (NTIS).

Environmental statement on reprocessing and recycle of plutonium in light-water reactors.

Glackin, J. J., "The Dangerous Drift in Uranium Enrichment," *Bulletin of the Atomic Scientists,* vol. 32, p. 22 (February 1976).
Describes enrichment process to be used in Brazilian facilities.

Gofman, J. W., and Tamplin, A. R., *Poisoned Power* (New American Library, New York, 1974).
Strong criticism of the environmental impacts of nuclear power.

Krass, A. S., "Laser Enrichment of Uranium: The Proliferation Connection," *Science,* vol. 196, p. 721 (1977).
Examines the question whether laser enrichment will make weapons grade material much more accessible.

Metz, W. D., "Laser Enrichment: Time Clarifies the Difficulty," *Science,* vol. 191, p. 1162 (1976).
Identifies some important questions in development of laser enrichment techniques.

———, "Reprocessing Alternatives: The Options Multiply," *Science,* vol. 196, p. 284 (1977).
Brief description of several possibilities for handling irradiated fuel.

Bibliography — Chapter Eleven

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

APS-1977. L. C. Hebel et al., "Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management" (July 1977). To be published as supplement to *Reviews of Modern Physics,* vol. 50.

Discusses alternatives for reprocessing, recycle, and waste management, including their environmental implications.

Bebbington, W. P., "The Reprocessing of Nuclear Fuels," *Scientific American,* vol. 235, p. 30 (December 1976).

Describes the processes involved in separating irradiated nuclear fuel into fuel and waste fractions.

Casper, B. M., "Laser Enrichment: A New Path to Proliferation," *Bulletin of the Atomic Scientists,* vol. 33, p. 28 (January 1977).

Argues that laser enrichment may so exacerbate the proliferation problem that development should be suspended for the time being.

Cohen, B. L., "The Disposal of Radioactive Wastes from Fission Reactors," *Scientific American,* vol. 236, p. 21 (June 1977).

Describes how radioactive wastes might be stored.

———, "Hazards from Plutonium Toxicity," *Health Physics,* vol. 32, p. 359 (1977).

Argues that plutonium, as used in nuclear power, does not constitute a substantial hazard.

CONF-76-0701. "Proceedings of the International Symposium on the Management of Wastes from the LWR Fuel Cycle," Denver, July 11-16, 1976 (NTIS).

Collection of technical papers on management of LWR wastes.

Cowan, G. A., "A Natural Fission Reactor," *Scientific American,* vol. 235, p. 36 (July 1976).

Describes discovery of the site of a natural fission reactor, active 2 billion years ago, in the Republic of Gabon.

Dahlberg, R. C., Turner, R. F., and Goeddel, W. V., "HTGR Fuel and Fuel Cycle Summary Description," General Atomic Company report GA-A12801 (rev. January 1974).

Describes fuel cycle operations associated with HTGRs.

ERDA-1535. "Final Environmental Statement, Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program," 3 vols., U.S. ERDA report ERDA-1535 (December 1975), with "Proposed Final Environmental Statement," 7 vols., U.S. AEC report WASH-1535 (December 1974) (NTIS).

Environmental statement on LMFBR program, including the implications of fuel reprocessing.

ERDA-1541. "Final Environmental Statement, Light Water Breeder Reactor Program, Commercial Application of LWBR Technology," 5 vols., U.S. ERDA report ERDA-1541 (June 1976) (NTIS).

Discusses reprocessing requirements for uranium-plutonium and thorium-uranium fuels.

الفصل الثاني عشر

جوانب التسليح



الفصل الثاني عشر

جوانب التسليح

ان السلاح النووي يعني استخدام مواد نووية قابلة للانفجار عندما تكون في حالتها الحرجة. ان نفس المادة النووية (الوقود النووي) التي تسخدم في المفاعلات النووية لادامة التفاعل المتسلسل وبمعدلات بطيئة نسبيا، هي نفس المواد التي يمكن استخدامها لانتاج معدل تفاعلات اسرع وذلك بتوفير الظروف الملائمة لذلك. ان زيادة معدل التفاعلات هذا يعني زيادة معدل تحرير الطاقة التي ترافق كل تفاعل نووي انشطاري، والذي يعني ازاحة كميات كبيرة من الطاقة في زمن قصير جدا مما يحدث انفجارا مشابها الى انفجار السلاح التقليدي ولكن بقوة تدمير اكبر منه بكثير ان الفكرة الاساسية في هذا السلاح هي توفير الكتلة اللازمة والتي نطلق عليها الكتلة الحرجة (كما في المفاعلات)بحيث يتم التفاعل المتسلسل ويتضاعف عدد النيوترونات الناتجة تجنبا لحالة الخفوت Fizzle.

مما تقدم يتضح ان المبدأ واحد في امتلاك الوقود النووي لمحطات توليد الطاقة او امتلاكه لاغراض عسكرية ان الاختلاف الوحيد في نوعية هذا الوقود ونقاوته سواء كان من اليورانيوم ـ ٢٣٥، اليورانيوم ـ ٢٣٣ او البلوتونيوم ـ ٢٣٩. ان السلاح النووي يحتاج الى كتلة من المادة الانشطارية ذات الكثافة العالية وهذا ممكن التحقيق في حالة استخدام منصهر المعادن الانشطارية وبنسبة تخصيب عالية جدا. ان مثل هذه الحدود من التخصيب تتعدى حدود التسعين بالمائة وفيما اذا قورنت مع تراكيز الوقود النووي المستخدم في المفاعلات يتبين عدم امكانية استخدامه لاغراض عسكرية لقد ذكر انه من الناحية العلمية يمكن استخدام تراكيز واطئة بحدود ١٠ ـ ٢٠٪ لاغراض تصنيع السلاح النووي ولكن حتى هذا الحد الواطىء من التركيز هو أعلى بكثير من التراكيز التي تتعامل بها مفاعلات الطاقة النووية المبردة بالماء ان الجهد المطلوب لغرض زيادة نسب التخصيب عظيم جدا بالاضافة الى الكلفة العالية لمثل هذه التكنولوجيا.

ان المعلومات حول كمية الوقود التي يحتاجها السلاح النووي غير متوفرة ولكن المتوفر منها هو كمية الوقود الانشطاري اللازم حسب حسابات الكتلة الحرجة. ان حسابات الكتلة الحرجة معروفة حيث تفترض كثافة معينة لمادة الوقود وكذلك تركيز معين للمادة الانشطارية فيه وتعني انه فيما لو وضعت هذه الكتلة بشكل هندسي معين مع مرور عدد من النيوترونات لبدء التفاعل المتسلسل فان هذه الكتلة سوف تصل الى حالتها الحرجة الآنية ويستمر فيها التفاعل المتسلسل وبمعدل سريع بهدف تحرير الطاقة الكلية المخزونة بفترة زمنية قصيرة. ان هذه الكتلة من المادة الانشطارية (في حالة السلاح النووي) تكون محاطة بمادة البيريليوم العاكسة للنيوترونات وذلك لان انجاح عملية التفجير تعتمد اعتمادا كليا على اقتصادية النيوترونات. في الحقيقة ان نوعية هذا العاكس تؤثر تاثيرا مباشرا على الكتلة التي يحتاجها تصميم وحسابات الكتلة المطلوبة ومن ناحية اخرى يمكن استخدام عبوات من المتفجرات التي يمكن بواسطة قوة التفجير ان تحدث انضغاطية في المادة الانشطارية

المستخدمة محدثة زيادة في كثافتها وبذلك يمكن ان يستخدم وزن اقل من تلك المادة للحصول على نفس النتائج.

باستخدام الدلالات والخواص الفيزياوية المعروفة للعناصر يمكن الاشارة هنا الى ان الكتلة الحرجة من المعادن الانشطارية لعناصر البلوتونيوم ـ ٢٣٩ هي بحدود ٤ ـ ٥ كغم وكذلك هي الحال لعنصر اليورانيوم ـ٢٣٣، اما الكتلة الحرجة لليورانيوم ـ ٢٣٥ هي بحدود ١١كغم من معدن اليورانيوم. ان هذا الوزن يزيد بحدود ٥٠٪ فيما اذا استخدم اوكسيد اليورانيوم وذلك بسبب قلة تركيز الذرات الانشطارية فقد يصل الى ١٧ كغم من اوكسيد اليورانيوم. اذا كانت المادة تحتوي على عناصر غير انشطارية فان ذلك سوف يؤدي الى زيادة وزن المادة اللازمة لحسابات الكتلة الحرجة. ان البلوتونيوم المستخلص من مفاعلات الماء الخفيف وعلى سبيل المثال، يحوي على ٢٠٪ من النظائر غير الانشطارية. ولكن مع ذلك فان كتلة البلوتونيوم الحرجة تزداد من ٤كغم الى ٨كغم. ولكن عندما ينخفض تركيز العنصر الانشطاري الى حدود واطئة تقارب ١٠٪ فان هذه المعدلات من انخفاض التركيز تؤدي الى زيادة الكتلة الحرجة الى حدود عالية جدا.
ان الكميات التي ذكرناها ليست بالكبيرة من حيث الحجم، حيث ان اربعة كيلو غرامات من البلوتونيوم لايتجاوز حجمها حجم كرة اليد ولكن السؤال هو هل بالامكان الحصول على كمية كهذه وبشكل يسهل التعامل معه. ان المادة الانشطارية النقية يمكن التعامل معها وضمن مسافات قريبة اذا تم اتخاذ الاحتياجات الواجبة في حالة وقوع خطأ فني او حادث. مما تقدم يبدو ان الامر ليس صعبا، لذلك فان الاستفسار الذي يطرح نفسه هو هل ان الامر ممكن وسهل وماهي درجة صعوبته او سهولته بالنسبة لدولة او لمجموعة اشخاص او لافراد. ان الجواب لمثل هذه التساؤلات غير معروف. انه لمن المهم والمفيد ان يتم طرح اهم مواصفات مفاعلات القدرة او منظومات توليد الطاقة والتي لها علاقة بموضوع تصنيع السلاح النووي. كما سيتم التعرض الى استراتيجيات منتجي الطاقة النووية وابعاد الخطوات التي تتخذ في سبيل احباط محاولات الاستفادة من هذه المحطات للاسهام في بناء السلاح النووي ولكن سوف يرافق ذلك الادراك الكامل من ان كل دول العالم تسعى وبشكل مكثف الى ترشيد استهلاك اليورانيوم وبأسم ذلك ترفد تكنولوجيا التكرير والاستخلاص والتخصيب باموال طائلة وباحدث المعدات وتوفرلها الكوادر المتقدمة كما تطرق الى ذلك الفصل العاشر وسيتم التطرق الى المفاعلات المتطورة في الفصلين الثالث عشر والربع عشر.

ألأمم، ألعصابات وألانتشار ألنووي

ان مخطط منظومة اعادة معاملة الوقود التي تم التطرق اليها في الشكل (١١ ـ ٢) تعطي الانطباع الذي لايبدو مستحيلا في ان تمتلك دولة من الدول او حتى مجموعة من الاشخاص وقودا انشطاريا بنقاوة عالية. ان الوصول الى ذلك يتطلب انتهاج احد مسلكين لتوفير المادة. الاول هو اعادة معاملة الوقود لاستخلاص البلوتونيوم والثاني هو امتلاك تكنولوجيا التخصيب لغرض زيادة نسبة اليورانيوم ـ ٢٣٥ في الوقود. ان تكنولوجيا اعادة معاملة الوقود للحصول على البوتونيوم ـ ٢٣٩ النقي للغرض

اعلاه يمكن ان يتم بامتلاك منظومة استخلاص على نطاق محدود وتوظيفها لهذا الغرض فقط وبشكل مكثف يمكن ان يقود الى توفير كمية مناسبة لتصنيع كتلة قابلة للانفجار. الا ان هذا المسلك محدود من حيث عامل الوقت حيث لايدع مجالا للتجربة والمحاولة في تصنيع المنظومة، علما بان الصعوبات التي ترافق مثل هذه التكنولوجيا الدقيقة كبيرة جدا وخاصة بالنسبة للبلدان النامية.

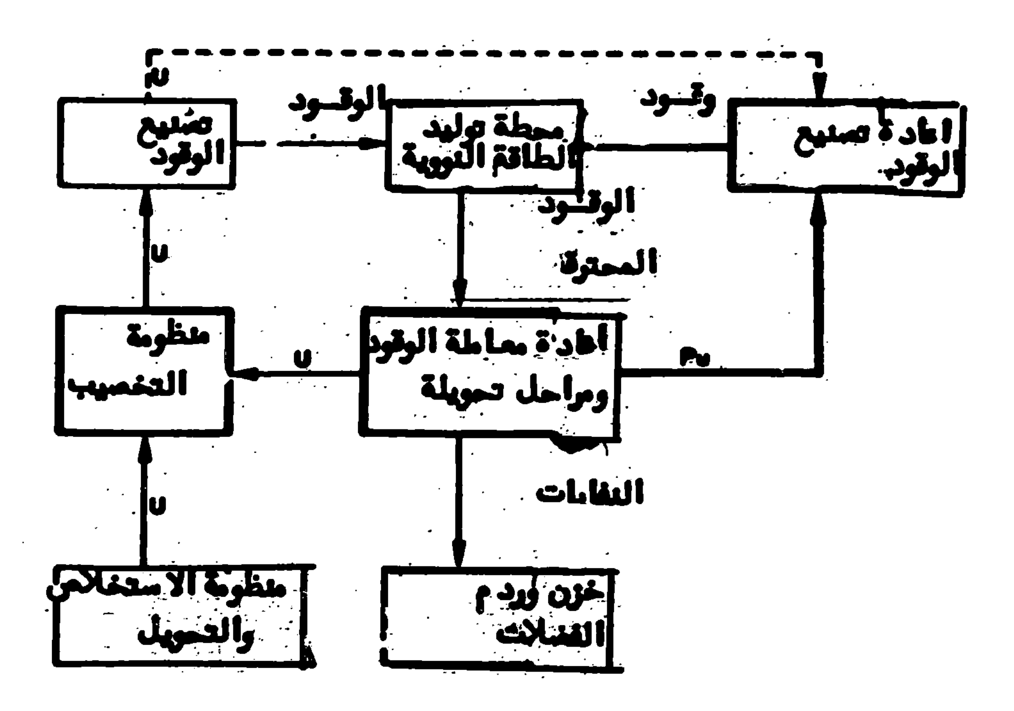
ان سياق النقاش يطرح موضوع امكانية الافراد والعصابات من الحصول على المواد الانشطارية وبالتالي امكانية تصنيع منظومة متفجرة. لذلك مما تقدم يتضح ان طريق السرقة للمواد الانشطارية يبدو اكثر الطرق سهولة ومن اولى الطرق التي يمكن ان يتم التفكير فيها للحصول على كتلة حرجة من المادة الانشطارية. لذلك وبغية الحد من التفكير بالسلاح النووي تم وضع قيود تحد من امكانية تسهيل مهمة الحصول على المادة الانشطارية ولكن يبقى السؤال المطروح هو ماهي فعالية هذه القوانين والقيود.

ان المنظمة العالمية الوحيدة التي تملك الفعالية والقابلية على متابعة هذه المواضيع مع الدول ذات العلاقة هي الوكالة الدولية للطاقة الذريةIAEA . ان هذه الوكالة اخذت على عاتقها مسألة فحص مواقع المفاعلات وسلامتها وصلاحيتها للعمل بالاضافة الى متابعة كميات الوقود المتوفرة وطريقة استهلاكها. ان الهدف الرئيسي في هذا المضمار هو ملاحظة عدم إستغلال الوقود لاغراض غير سليمة وذلك عن طريق الزيارات الميدانية لمواقع المنشأت النووية. وهنا لابد من ان نذكر في ان الحال ليست بالسهلة في حالة كون المفاعلات من نوع مفاعلات الكاندو والتي يتم فيها تبديل الوقود بصورة مستمرة وسريعة. بحيث يصعب تتبع كميات الوقود الداخلة والخارجة . وفي هذه الحالات وعندما لاتتوفر قناعة لدى الوكالة الدولية فان اقصى مايمكن ان نتخذه من قرار هو الدعوة الى مقاطعة تلك الدولة عالميا وعدم تزويدها بالوقود المطلوب. ولكن من المعلوم ان هذه القرارات لاتحمل ثقلا كبيرا في خضم صراعات ومصالح المجتمع الدولي في الوقت الحاضر. هناك خمس دول في العالم هي الولات المتحدة، بريطانيا ، الاتحاد السوفيتي، فرنسا والصين تمتلك سلاحا نوويا انتج عن طريق منظومات عسكرية بحتة. ولكن في عام ١٩٧٧ قامت الهند بانتاج سلاح نووي تم جمع مادته الانشطارية من مفاعلات مخصصة للاغراض السلمية وذلك بجمع البلوتونيوم من الوقود المحترق لتلك المفاعلات.

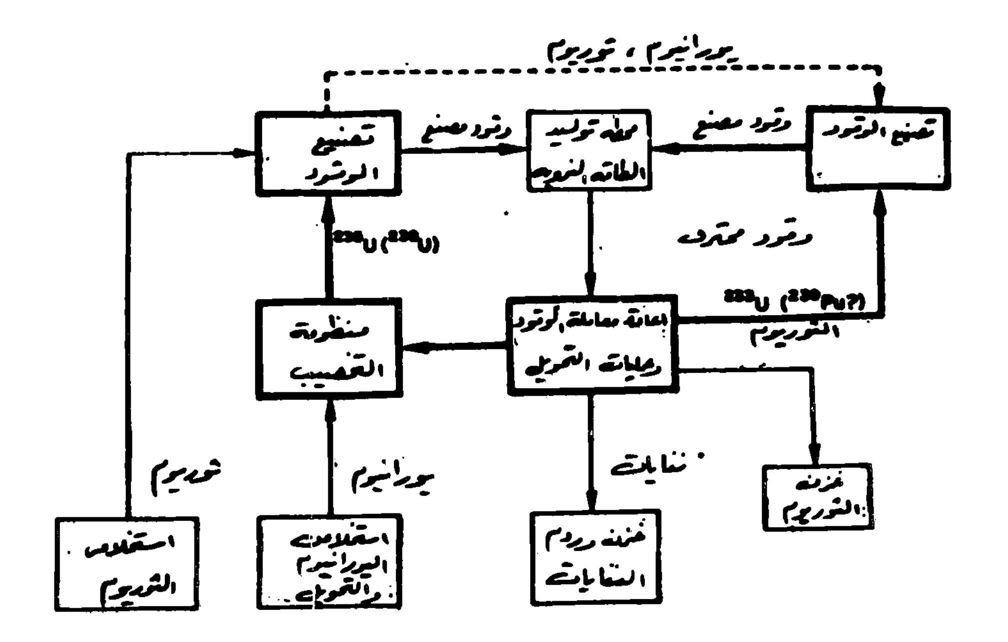
ان ظاهرة انتشار محطات توليد الطاقة التي تستخدم المفاعلات المبردة بالماء وكذلك امتلاك منظومات اعادة تكرير الوقود، يؤدي الى استخلاص البلوتونيوم ـ ٢٣٩ وبالتالي امتلاك المادة المكونة للسلاح النووي بدون الحاجة الى معامل التخصيب. ان كل ذلك يجعل عملية منع وسيطرة الوكالة الدولية غير ممكن من الناحية الواقعية لمنع انتشار الاسلحة النووية وخاصة فيما اذا تم انتشار مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المصهرة. ان ذلك سوف يعني ان كمية البلوتونيوم المستخلص يقدر بحوالي ١٠٠٠ كغم في السنة لكل مفاعل كوقود وان الكمية التي تتولد كزيادة على ذلك بحوالي ١٠٠ كغم من البلوتونيوم في السنة لكل مفاعل. ان هذه الكمية بحد ذاتها تكفي لانتاج حوالي عشرة قطع من الاسلحة النووية في السنة من كل مفاعل. ان الشكل (١٢ ـ ١) يوضح مخطط سير معاملات المادة النووية قليلة التخصيب ولنوع وقود اليورانيوم ـ البلوتونيوم والشكل (١٢ ـ ٢) يوضح نفس المخطط لدورة اليورانيوم ـ الثوريوم والذي يحتاج الى نسبة تخصيب اعلى من اليورانيوم كمادة اولية .

ان هذا المستوى من كميات البلوتونيوم المنتجة يؤدي ويشجع بنفس الوقت الى الوصول الى القرار في تداوله لاغراض عسكرية ولو بشكل محدود وبدافع اكتمال حلقات التكنولوجيا والشعور بالاستقرار والامان في خضم الصراع العالمي الغريب الاطوار.

ان تداول كميات كبيرة من المادة الانشطارية يرافقه زيادة في احتمالية سرقة مثل هذه المادة ويحتاج الى وضع حراسات مشددة لمنع هذه الحوادث. وعلى اية حال فان ذلك يعني احتمال امكانية وقوع كميات من تلك المادة بايدي عصابات يمكن ان تستغلها لتحقيق اغراض اجرامية.



الشكل (١٢ ـ١) دورة وقود اليورانيوم ـ البلوتونيوم ذو التخصيب الواطئ والخطوط التي تجري فيها المواد الحساسة



الشكل (١٢ -٢)

دورة وقود اليورانيوم -الثوريوم الذي يستخدم اليورانيوم - ٢٣٥ ذو نسبة التخصيب العالية في التغذية (البداية) وكذلك تبين مسار المواد الحساسة

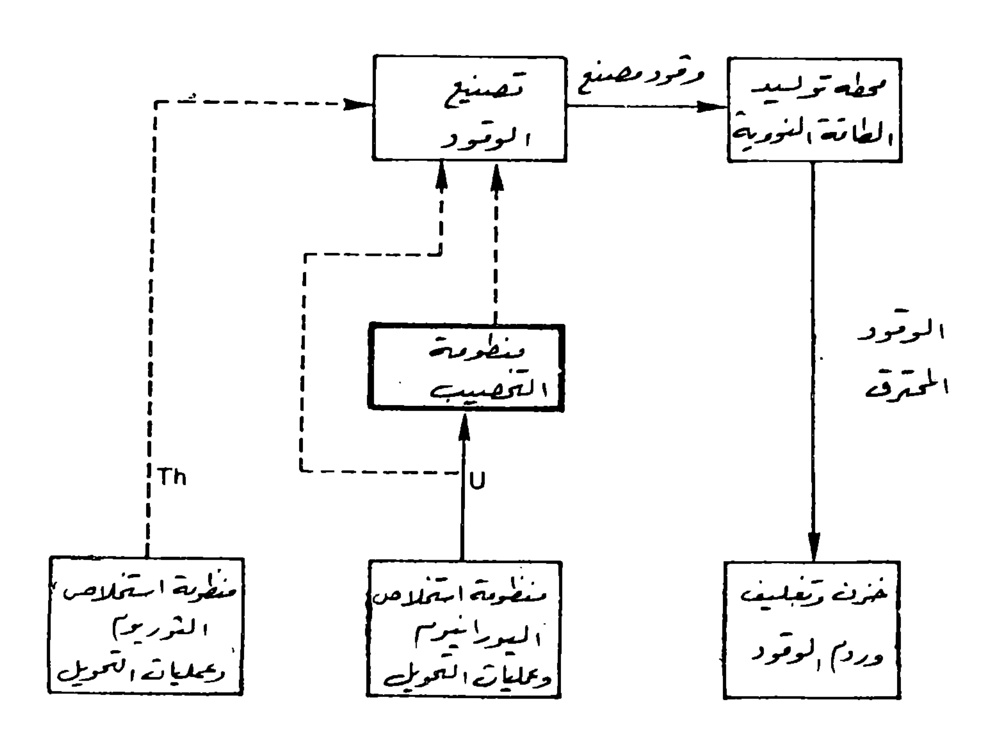
من الناحية العملية هناك طريقان للحد من سيولة البلوتونيوم ووفرته، الاول هو عدم تكرير الوقود والثاني جعل البلوتونيوم بصورة لا يصلح فيها استخدامه للاغراض الغير سليمه. نلاحظ ان الطريق الاول مجد لانه يحدد من امكانية تطوير استثمار موارد المواد الانشطارية الموجودة في الطبيعة. اما الطريق الثاني فيبدو اكثر واقعية ولكن باهظ التكاليف ويحتاج الى دورة وقود معقدة من الناحية التكنولوجية. سوف يتم التعرض الى جملة من الخيارات التي تبدو اقل مساهمة في تمكين الحصول على مادة انشطارية نقية كما هي الحال في مفاعلات الماء الخفيف ومفاعلات التوليد المبرد بالمعادن المنصهرة كما سيتم التعرف على اهم العوامل المؤثرة في كل من هذه الخيارات.

دورة الوقود البسيطة once through fuel cycle

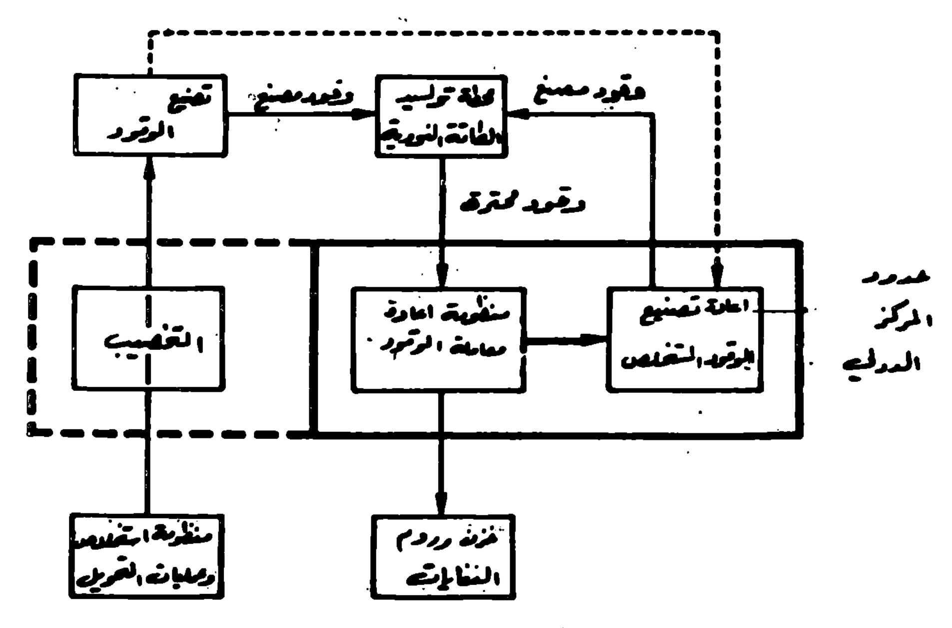
ان مفاعلات الماء الخفيف ومفاعلات الكاندو العاملة حاليا، يفترض في وقودها ان لايدخل مراحل المعاملة بعد احتراقه. ولكن مع تزايد الطلب على الوقود ولغرض ترشيد استهلاك المواد الطبيعية وجب ادخال مرحلة معاملة الوقود المحروق واستخلاص المواد الانشطارية منه. ان دورة الوقود البسيطة تعني عدم معاملة الوقود المحترق وبذلك يتم خزن هذا الوقود في اماكن امينة ومعاملته كنفايات مشعة. ان ذلك لايفسح المجال لاستخلاص البلوتونيوم ولاحتى استخلاص المواد الانشطارية نظرا لارتفاع مستوى النشاط الاشعاعي في الوقود المحترق حيث يتطلب التعامل معه مستلزمات معقدة.

مما تقدم تبرز صعوبة تبني هذا الخيار في استخدام دورة الوقود البسيطة والتي تتسبب في خسارة حوالي ٥٠٪ من كمية الوقود التي يمكن استخلاصها في التحميلة الواحدة بالنسبة لمفاعلات الماء الخفيف، في حين ان هذه النسبة لاتبلغ اكثر من ٢٠٪ في مفاعلات الكاندو وذلك في الحقيقة مايجعل مفاعلات الكاندو اكثر ملاءمة لمثل هذا النوع من دورة الوقود البسيطة.

انه لمن الصعوبة بمكان ان يتم ايصال مفاعلات الماء الخفيف الاعتيادية الى مستوى مفاعلات



الشكل (١٢-٣) دورة الوقود بدون (استرداد) او بدون اعادة معاملة



الشكل (١٢-٤) مخطط لمركز عالمي لاعادة معاملة وتصنيع الوقود

الكاندو في استثمار المادة الانشطارية. حتى في احسن الاحوال التي يتم فيها اعادة تصميم الوقود وقلب المفاعل بالشكل الذي يؤمن استغلالا امثل للوقود ان كل هذه التحويرات والتحسينات قد توفر حوالي ١٠٪ من الوقود لااكثر حيث تبقى مفاعلات الكاندو الاختيار الانسب لمثل هذه الدورة من دورات الوقود ولكن تبقى المشكلة الوحيدة التي ترافق مفاعلات الكاندو قائمة وهي صعوبة مراقبة حركة وتسرب الوقود وامكانية استخدامه لاغراض غير سليمة.

ان التحوير الاكثر كفاءة والاكثر صعوبة بالنسبة لمفاعلات الماء الخفيف هو ادخال الماء الثقيل بنسبة معينة وخاصة بعد تحميل الوقود مقارنه بالحالة التي يستخدم فيها المفاعل في الحالة الاعتيادية موادا تمتص النيوترونات للحفاظ على حالة توازن النيوترونات الناتجة بكثرة من المادة الانشطارية ان النيوترونات تكون سريعة ولذلك فان الجزء الاعظم منها يتم امتصاصه من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٨. ان اضافة الديتريوم يؤدي الى تغيير توزيع مستوى الطاقة لطيف النيوترونات وذلك مايدعى بزحف الطيف النيوتروني Spectral shift . ان التحكم في كمية الديتيريوم يساعد في السيطرة على مقدار الزحف الحاصل في مستوى طاقة النيوترونات ولذلك يدعى مفاعل الطيف الزاحف المسيطر علية Spectral Shift controlleed Reactor (SSCR) وبذلك فان نسبة النيوترونات التي كانت تذهب سدى بامتصاصها من قبل السموم والمواد التركيبية فانها في هذه الحالة تستغل في جعل امتصاصها من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٨ مولدة بلوتونيوم ـ ٢٣٩ والذي يساهم في اطالة عمر الوقود لكونه مادة انشطارية. ان استغلال اليورانيوم في هذا النوع من المفاعلات سيكون بالقرب من مفاعل كاندو اعتيادي او

مفاعل ماء خفيف وله دوره تكرير بلوتونيوم . ان هذه الحالة هي احسن بكثير من استغلال اليورانيوم في حالة مفاعلات الماءالخفيف ذات الدورة البسيطة .

ان البديل الى ردم الوقود المحترق هو إعادة استخدامه في مفاعل الكاندو. ولكن هذه الطريقة ترافقها مصاعب كثيرة وان قسما كبيرا منها يعود الى اعادة هندسية وتصميم حاويات الوقود وحزمها .
ان المفاعل الازدواجي بدورة بسيطة tandem الذي يستعمل الماء في استغلال الوقود الى مفاعل الماء الخفيف والكاندو مع اعادة معاملة الوقود لهما.

واخيرا فان مفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز وبنسبة تخصيب عالية (-٩٣٪) مع دورة استخلاص اليورانيوم - ٢٣٣ يمكن استخدامها ايضا بدورة وقود بسيطة باستخدام اليورانيوم - ٢٣٥ وبنسب تخصيب واطئة بحدود ١٠٪ وبدورة وقود بسيطة فان مفاعلات درجات الحرارة العالية تعتبر متفوقة على مفاعلات الماء الخفيف بدورة وقود بسيطة باستخدام وقود بسيطة فان مفاعلات درجات الحرارة العالية تعتبر متفوقة على مفاعلات الماء الخفيف بدورة وقود بسيطة ومشابهة الى مفاعلات الكاندو من ناحية استغلال اليورانيوم .

ان المفاعلات التي تم ذكرها جميعا تحتاج الى كميات يورانيوم تقدر بحوالي ٥ - ٤ ملايين كيلو غرام من U_3O_8 . علما بانه هناك بعض الامكانيات في اجراء تحويرات تقود الى تحسين اداء هذه المفاعلات من ناحية استغلال الوقود ولكن التحوير الرئيسي هو اعادة معاملة الوقود او ادخال الدورة المركبة .

المراكز العالمية وتقليل النقاوة

ان المنظومات النووية التي تشتمل على محطات اعادة معاملة الوقود هي الان محط انظار العالم . ان هذا التركيز في الاهتمام نابع عن قلق وخوف من انتشار الاسلحة النووية الى درجة بلغ فيها ذلك ان بعض الدول مثل الولايات المتحدة الامريكية تفكر في ترك دورات الوقود المركبة التي تعيد معاملة الوقود في سبيل بعث الاستقرار في العالم. ان الجانب الاخر من التفكير يقود الى محاولة دراسة دورات الوقود بصورة مقارنة لفهم مدى تاثير تكرير الوقود المحروق وبالتالي محاولة ايجاد سبل تفيد في معاملة نوعية الوقود الذي يصلح في صناعة الاسلحة النووية وتحويلها الى نوعية غير صالحة لذلك. وبغية الوصول الى الهدف يمكن تحقيق المستخلص وجعله غير صالح للتسليح .

ان الهدف من تدويل هذه المراكز هو لاستخلاص واستثمار ومعاملة هذه المواد النووية الحساسة باشراف وسيطرة دقيقة من قبل المؤسسات الدولية كما بين ذلك المخطط الموضح في الشكل (١٢ - ٤). ان ذلك المخطط لم يستطيع كما هو اقع الحال - بالرغم من قواعد وضوابط السيطرة ان يمنع حدوث السرقة التي قد تحدث وخاصة فيما اذا كانت من قبل العاملين داخل المراكز. ان هذه المراكز تحوي منظومات تخصيب ولكن عندما يناقش موضوع المنظومات المتطورة فان مفاعلات التوليد المبردة بالمعادن المنصهرة لاتحتاج الى منظومات تخصيب، ولكن كما ذكرنا سابقا فان استخدام دورة الثوريوم - اليورانيوم غالبا ماتحتاج الى وقود ذي نسبة تخصيب عالية جدا في بداية التشغيل .

ان تحديد هذه المراكز يقلل من حركة المواد الانشطارية وتنقلها وبالتالي يقلل من امكانية امتلاكها

من قبل دول وقوى عديدة. ولكن تبقى هذه المواد مركزة في بعض المواقع داخل هذه المنشأت الحيوية معرضة اياها للسرقة. ولغرض الحد من هذه الحوادث فان بالامكان ادخال متغيرات في دورة الوقود للحفاظ على تراكيز قليلة او وضع مواد تقلل من نقاوة المواد الانشطارية. ان ذلك يؤدي الى جعل عملية التنقية صعبة وبالتالي مغريات السرقة اقل ان واقع الحال في دورة وقود المفاعلات التي تستخدم الماء الخفيف في الولايات المتحدة الامريكية مثلا هو استخلاص البلوتونيوم مع نسبة من اليورانيوم مخلوطة معه بدون ان يتم فصلها و يستخدم هذا الخليط في تصنيع الوقود. ان هذا الامر يجعل صعوبة الفصل هي الحاجز الذي يحول دون سرقة البلوتونيوم من الوقود لعدم نقاوته.

ان هذا الوقود سوف يكون على شكل اكاسيد البلوتونيوم واليورانيوم ولاوجود للمواد المشعة فيه والتي كانت اساسا متكونه نتيجة احتراق المواد الانشطارية حيث تم فصلها في دورة الوقود. ان هذا النوع من الوقود لو تم الحصول عليه من قبل دول او منظمات لها القابلية على اجراء بعض العمليات الكمياوية لفصل البلوتونيوم عن اليورانيوم لاصبح بالامكان الحصول على نقاوة عالية وبالدرجة المطلوبة. ان الحاجز الوحيد الذي يمكن ان يقف في طريق التقنية هو الكميات الكبيرة من الوقود المختلط الذي يجب فصل مكوناته. ولكن فيما لو تم الحصول على وقود مفاعل التوليد المبرد بالمعادن المنصهرة والذي يحوي وقوده حوالي ١٠ ـ ٢٠٪ من البلوتونيوم فان ذلك يعني ان الكميات التي سيتم التعامل معها سوف لن تكون كبيرة جدا. لذلك فان الطريق الاكثر فاعليه في عدم تمكين بعض الدول من الحصول على تكنولوجيا التسليح النووي هو عدم تزويد تلك الدول بالوقود النقي جدا من المواد المشعة او الوقود غير المحروق، لذلك فقد تلجأ الدول المجهزة الى التاكيد من ان كميات الوقود التي تم تجهيزها قد بدأ حرقها فعلا وبذلك يصبح هذا الوقود غير صالح للتحويل الى مادة انشطارية تصلح للسلاح النووي الا بعد اجراء العمليات المعقدة الكثيرة لاستخلاص المادة الانشطارية بصورة نقية.

ان هذه الاحتياطات تهدف في الاساس الى فكرة تخفيف المادة الانشطارية اما بواسطة نظائر انشطارية اخرى او بواسطة مواد مشعة كالنواتج الانشطارية. ان الطريقة الاولى يمكن ان تستخدم لتخفيف اليورانيوم ـ **٢٣٥** بواسطة اليورانيوم ـ **٢٣٨**، ولكنها لاتعمل بالنسبة للبلوتونيوم حيث لايمكن تخفيفه باحدى نظائره. ان المادة المولدة البديلة. هي اليورانيوم ـ **٢٣٣** حيث يمكن ان تزال نقاوتهdenatured باستخدام اليورانيوم ـ **٢٣٨**. فاذا كان تركيز المواد الانشطارية اقل من ١٠٪ في الوقود وجب في هذا الحال ادخال منظومة تخصيب لزيادة نسبة المواد الانشطارية وبما ان دورة الثوريوم ـ اليورانيوم تولد اليورانيوم ـ **٢٣٣** لذلك فان هذه الدورة ابعد ماتكون من ان تساهم في جعل المواد الانشطارية المفيدة في تصنيع السلاح النووي واخرة للاستخدام العسكري. كما سنلاحظ ان استخدام اليورانيوم ـ **٢٣٨** لتقليل النقاوة سوف يقود الى انتاج البلوتونيوم الذي سوف يتم التخلص منه.

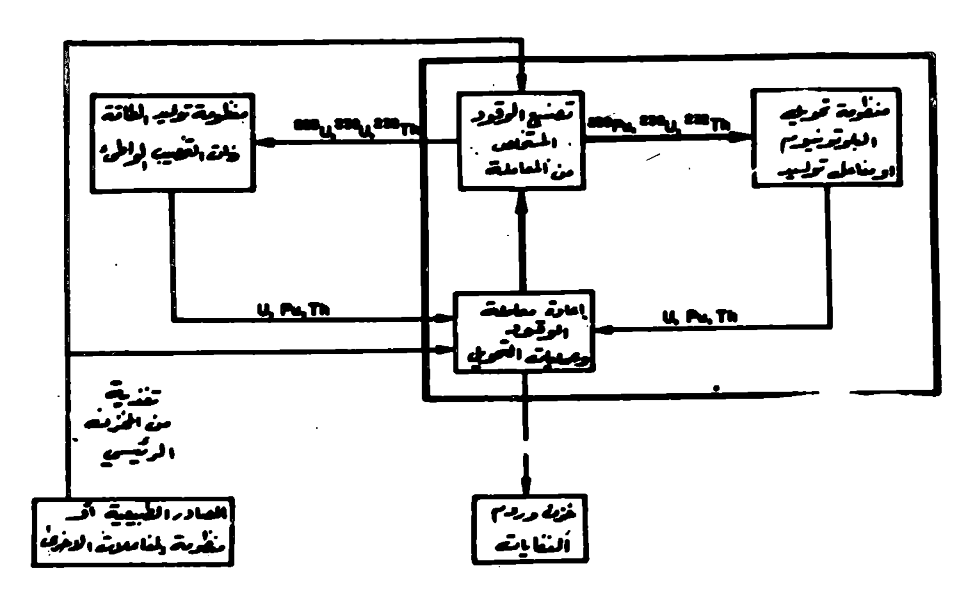
اما الطريقة الثانية لتقليل النقاوة فهي باستخدام المواد المشعة، والتي تهدف الى جعل دورة الوقود ملوثة وتدور ضمنها مواد مشعة، وبذلك تتعقد منظوماتها نظرا لاحتياجها الى دروع واقية من النشاط الاشعاعي قبل ان يتم التفكير باستخدامها عسكريا. في حالة وجود هذا المستوى العالي من النشاط الاشعاعي نرى تحديدا اخر يقلل من احتمالات السرقة. يمكن التوصل الى هذه الحالة من الوقود الملوث عن طريق ترك المواد المشعة بدون ان يتم فصلها او استخلاصها البلوتونيوم ـ **٢٣٩** او

اليورانيوم ـ ٢٣٣وبعدها يتم اضافة بعض النظائر المشعة بهدف تلويث المادة. ان الطريق الاخر اسهل واسلم بالنسبة لدورة الوقود من مسألة تقليل او تخفيف النقاوة وذلك لان مسألة تلويث نواتج الفصل لاتدخل ضمن سلسة دورة الوقود.

يمكن تقليل نقاوة اليورانيوم ـ ٢٣٣ باستخدام اليورانيوم ـ ٢٣٨ ولكن ذلك قد يحتاج الى تغيير جذري في دورة الوقود. ان دورة اليورانيوم ـ الثوريوم النقية تنتج اليورانيوم ـ ٢٣٣ بالدرجة الاولى بدون اية كمية من البلوتونيوم، وعملية تقليل النقاوة باضافة المادة الخصبة من اليوراوم ـ ٢٣٨ سوف يؤدي الى انتاج البلوتونيوم وكمقارنة تقريبية مع اليورانيوم المخصب لغاية ٣٪ لتأخذ مزيجا مكونا من اليورانيوم ـ ٢٣٣ ،واليورانيوم ـ ٢٣٨ والثوريوم ـ ٢٣٢ وبالنسب التالية ٣٠٠ : ٨٨ : ١٢ (اي ان اليورانيوم ـ ٢٣٣ يكافيء ١٢ وان نسبته المئوية هي ٣٪)، (في المفاعلات الحقيقية فان حوالي ٤٪ فقط يتم احتياجها وذلك لان المقطع العرضي للتفاعلات النيوترونية تختلف عما هي عليه بالنسبة لخليط اليورانيوم ـ ٢٣٥ واليورانيوم ـ ٢٣٨). وباهمال هذه الفروقات في المقطع العرضي يمكن ان نتوقع انه بالامكان توليد ٢٣٪ بلوتونيوم مقارنة بما نحصل عليه من الوقود الاعتيادي الذي يحوي ٣٪ يورانيوم ـ ٢٣٥ , ٩٧٪ يورانيوم ـ ٢٣٨. ولكن في الواقع وبسبب الاختلاف في قيمة المقاطع العرضية فان كمية البلوتونيوم التي تتولد تكون اقل مما ورد اعلاه ولكنها تبقى كميات لايستهان بها.

ان معاملة البلوتونيوم كنفايات وعدم استخلاصه يسبب هدرا في مصادر الطاقة والقابلية التولدية للعناصر الانشطارية وبذلك يسبب انخفاضا واضحا في نسبة التوليد ولكن لغرض المحافظة على منع التسليح النووي فيمكن استغلال كميات البلوتونيوم داخل المراكز التي يتم فصله فيها والتي تم ذكرها مسبقا، كما يمكن معالجة البلوتونيوم عن طريق حرقه في المفاعلات الحرارية والسريعة.
لذلك يمكن اعتبار الثوريوم بانه الوقود الرئيسي الخصب في كلتا الحالتين وبذلك فان أيا من المفاعلات سوف يستخدم البلوتونيوم لتوليد اليورانيوم ـ ٢٣٣. ان الوقود الواطى التخصيب وبالاخص اليورانيوم يرسل الى المفاعلات المنتشرة في ارجاء العالم عن طريق المراكز الدولية والتي تعيد الوقود الذي يحوي اليورانيوم ـ ٢٣٣ والمحمل بالبلوتونيوم بعد استخدامه. ان الفكرة الاساسية موضحة في المخطط المبين بالشكل(١٢ ـ ٥). ولكن هناك عدة تحويرات تعتمد على نوع المفاعل اهو من نوع المفاعل الحراري ذي نسبة التحويل العالية ام من نوع مفاعل التوليد.

يمكن استغلال البلوتونيوم المتولد باستخدامه كوقود اساسي الى مفاعل توليد اخر ضمن المراكز او في مكان خارج المركز ولكن برقابة وحذر شديدين.
في واقع النمو البطيء للطاقة النووية كما هو الحال في الولايات المتحدة الامريكية فان المفاعلات الحرارية ذات نسب التحويل العالية تبدو الاختيار المناسب. ولكن المنظومة التي تنمو بسرعة الى مديات عالية قد تبدو حاجتها ملحة الى مفاعل توليد سريع لكي لاتنضب مصادر الوقود في الطبيعة بسرعة. بما ان مثل هذا النوع من المفاعلات يمكن ان يعمل بواسطة الثوريوم ـ اليورانيوم فانه يبدو ان تقلل النقاوة بواسطة اليورانيوم ـ ٢٣٨. سوف يؤدي الى توليد البلوتونيوم مع اليورانيوم ـ ٢٣٣. لذلك يبدو ان البلد الذي يتنامى فيه الاحتياج الى الطاقة بسرعة سوف يمتلك اليورانيوم ـ٢٣٣ النقي او اليورانيوم ـ ٢٣٣ مع البلوتونيوم.



الشكل(١٢ ـ٥) مخطط لمركز دولي لاعادة معاملة الوقود واستثمار البلوتونيوم

الطرق البديلة للتسليح النووي

ان المشاكل التي تم التحدث عنها والمتعلقة بالجوانب التسليحية قد لاتمت بصلة الى مفاعلات الطاقة ومنظوماتها ولكن يبقى امرها محصورا ضمن نطاق امكانية الحصول على البلوتونيوم او اليورانيوم ـ ٢٣٥ . والمخيف في ذلك هو فيما لو امتلكت دولة من الدول لهذا السلاح فهل سوف تستخدمه (وهناك امثلة هيروشيما وناكازاكي) وماهو حجم الدمار الذي سوف يحل في العالم. ان امتلاك هذه الاسلحة لايزيد العالم إلا قلقا ورعبا لان ذكرى استخدام هذا السلاح في هيروشيما وناكازاكي لازال شاخصا في الأذهان يؤشر من خلال تاثيراته الجانبية التي بدأت تظهر على سكان المنطقة يمكن ان يستنتج من عدم استخدام هذا السلاح في حرب لحد الأن ولمدة ثلاثة عقود بالرغم من امتلاكه ان امتلاك هذه الوسيلة لايعني في الاساس استخدامها.

هناك صعوبة واضحة في اتخاذ القرار بان الدول التي تسعى الى امتلاك محطات توليد للطاقة النووية بالضرورة سوف تلجأ الى ان تصبح دولة تمتلك السلاح النووي ولكن بالتاكيد ان معظم

الدول التي تمتلك منظومات متطورة للمفاعلات النووية وتمتلك تكنولوجيا تصنيعها حـازت على الاسبقية في امتلاك السلاح النووي. ومما تجدر الاشارة اليه هنا ان هذه الدول لم تحصل على السلاح النووي من خلال مفاعلات القدرة والبحث وانما من خلال برنامج عسكري اعد لهذا الغرض. ان ماحدث ويحدث فعلا هو ان التطور في البرنامج النووي لانتاج الطاقة يعتمد على جميع حلقـات التطور التي ترافق البرامج العسكرية النووية. (ان هذا يبين التركيز الفعلي على الجوانب العسكرية لاستخدام الطاقة النووية في البلدان المتقدمة). ان الحالة الشاذة الوحيدة عن هذه القاعدة هي دولة الهند حيث استخدمت مفاعل القدرة لغرض انتاج السلاح النووي الاول للهند وقد تكون هناك بعض الدول التي لم تعلن عن تبنيها لفكرة انتاج السلاح النووي رسميا ولكنها قد تكون قد نجحت في امتلاكه عن طريق مفاعلات القدرة.

المشكلة الشاخصة الان هي امكانية امتلاك السلاح النووي بطرق اخرى غير طريق الحصول على الوقود النووي الذي يصلح لهذا الغرض ان من هذه الـطرق هو امتـلاك مفاعـلات لانتاج البلوتونيوم او امتلاك منظومات تخصيب حيث ان كلا الطريقين يؤديان الى امتلاك المادة الاولية لتصنيع السلاح النووي وكلاهما مستخدم من قبل مؤسسات انتاج الطاقة والدول النووية الكبرى.
ان الطريق الاول يبدو ممكنا وذلك حتى باستخدام مفاعلات البحوث الصغيرة والتي هي في متناول اغلب الدول وذلك يرجع الى ان تصنيع قطعة واحدة او قطعتين من السلاح النووي لايحتاج الى كمية كبيرة من البلوتونيوم وبذلك نستطيع القول بانه ليس هناك حاجة الى امتلاك مفاعل قدرة كبير بينما نرى ان المطلوب هو امتلاك قابلية اعادة معاملة وتكرير الوقود لغرض فصل البلوتونيوم من الوقود المحرق.

ان انتشار معامل التخصيب يجعل توفير اليورانيوم المخصب بكميـات كبيرة ممكنـا وهذه هي احسن المواد لصنع السلاح النووي بسهولة وبذلك يصبح بامكان الدول التي تستـطيع امتـلاك تكنولوجيا التخصيب من ان تمتلك السلاح النووي. ان هذه المنظومات في الوقت الحاضر كبيرة جدا، باهضة التكاليف وتحتاج الى تكنولوجيا معقدة جدا لتراكيبها. هناك تساؤ ل كبير حول التقدم الحاصل في تكنولوجيا التخصيب باستخدام اشعة الليزر حيث فيما اذا تم احراز نقطة تحول في ذلك فان اغلب الدول سيصبح بامكانها امتلاك السلاح النووي. ان هذه التكنولوجيا معقدة جدا ولكن فيما لو نجحت فانها ستكون اقل كلفة ومنظوماتها اصغر حجما.

بصورة عامة يمكن الاستنتاج ان امتلاك امكانية تصنيع السلاح النووي يحتاج الى جوانب عديدة منها توفير الكوادر اللازمة والاموال والاخذ بنظر الاعتبار ان هذا العمل يحتاج الى وقت طويـل نسبيا. ان ماتقدم لايمكن ان يتوفر الا باتخاذ القرار من قبل السلطة العليا، وذلك لان مسألة اتخاذ مثل هذا القرار مسألة حساسة ولها ابعادها الستراتيجية. كما اسلفنا ان الامكانات الاساسية هي توفير المادة المتفجرة (الانشطارية) التي تصلح لبناء مثل هذه المنظومات. ان مفاعلات القدرة تجعل بالامكان امتلاك وتوفير البلوتونيوم النقي وبكميات كبيرة ولكن الرقابة والسيطرة الدولية على كمية المادة الانشطارية المستخلصه الشديدة تجعل ذلك صعبا. ان ضوابط الـرقابـة هذه تضـع بعض العقبات في طريق امتلاك السلاح النووي ولكن اذا ماوجد الأصرار والارادة فأن ذلك يعني ان الوقت سيكون اطول نسبيا في الحصول على السلاح النووي ان مثل هذه الأجراءات الدولية ستقلل من احتمالية استغلال وجود المنشأت النووية السلمية لأنتاج معدات حربية.

with other HTGR and PWR alternatives.

Meyer, W., Loyalka, S. K., Nelson, W. E., and Williams, R. N., "The Homemade Nuclear Bomb Syndrome," *Nuclear Safety*, vol. 18 p. 427 (1977).

Argues that it is not easy to steal nuclear materials and fabricate a nuclear weapon.

"Nonproliferation Alternative Systems Assessment Program: Preliminary Program Plan" (draft), U.S. ERDA report (May 1977).

Outlines the ERDA program for assessing the proliferation potential of alternative nuclear systems.

"Nuclear Proliferation and Safeguards," Congress of the United States Office of Technology Assessment (Praeger, New York, 1977).

Examines the problem of nuclear weapons proliferation and the impact that the spread of commercial nuclear facilities may have.

NUREG-0001. "Nuclear Energy Center Site Survey – 1975," 5 vols., U.S. NRC report NUREG-0001 (January 1976) (NTIS).

Surveys sites in the United States that are suitable for multiple nuclear facilities.

Rotblat, J., "Controlling Weapons-Grade Fissile Material," *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 33, p. 37 (June 1977).

Discusses safeguards to prevent diversion of nuclear materials by nations or criminals/terrorists.

Seghal, B. R., Lin, C. L., and Naser, J., "Performance of Various Thorium Fuel Cycles in LMFBRs," Electric Power Research Institute, *EPRI Journal*, vol. 2, p. 40 (September 1977).

Compares the amounts of thorium, uranium, and plutonium that would be supplied to and removed from LMFBRs operated on various thorium cycles.

Willrich, M., and Taylor, T. B., "Nuclear Theft: Risks and Safeguards," (Ballinger, Cambridge, Mass., 1974).

Analysis of the possibility of weapons being fashioned from materials stolen from the commercial nuclear industry.

Wilson, R., "How to Have Nuclear Power Without Weapons Proliferation," *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 33, p. 39 (November 1977).

Argues that there are more effective ways to limit the spread of nuclear weapons than by withholding commercial nuclear power from other nations.

Bibliography — Chapter Twelve

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

APS-1977. L. C. Hebel et al., "Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management," (July 1977). To be published as supplement to *Reviews of Modern Physics*, vol. 50.

A study of nuclear fuel cycles that considers their relationship to the possibility of diversion of nuclear materials.

The Bulletin of the Atomic Scientists, a magazine that has long had an interest in the problem of nuclear proliferation, in its October 1977 issue has several articles that pertain to this problem: J. S. Nye, "Time to Plan for the Next Generation of Nuclear Technology," p. 38; S. Eklund, "We Must Move Forward with All Deliberate Speed," p. 42; and B. Stewart, "Some Nuclear Explosions Will Be Necessary," p. 51.

Casper, B. M., "Laser Enrichment: A New Path to Proliferation," *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 33, p. 28 (January 1977).

Argues that work on laser enrichment of uranium should be suspended until its implications are understood.

EPRI NP-359. "Assessment of Thorium Fuel Cycles in Pressurized Water Reactors," Electric Power Research Institute report EPRI NP-359 (February 1977) (NTIS).

Evaluates the fuel requirements for PWRs operated on thorium cycles.

Feiveson, H. A., and Taylor, T. B., "Security Implications of Alternative Fission Futures," *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 32, p. 14 (December 1976).

Discusses how the type of nuclear fuel cycle may influence the ease with which nations can divert commercial materials to weapons.

Ford Foundation/MITRE Corporation, "Nuclear Power: Issues and Choices," Report of the Nuclear Energy Policy Study Group (Ballinger, Cambridge, Mass., 1977).

Considers future direction for nuclear power, emphasizing the influence of choices on the problem of nuclear proliferation.

Foster, J. S., and Critoph, E., "The Status of the Canadian Nuclear Power Program and Possible Future Strategies," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 2, p. 689 (1975).

Summarizes the current Canadian program and fuel cycles which are of interest for the future.

Gall, N., "Atoms for Brazil, Danger for All," *Bulletin of the Atomic Scientists*, vol. 32, p. 4 (June 1976).

Examines the implications of the sale of fuel cycle facilities to Brazil.

Krass, A. S., "Laser Enrichment of Uranium: The Proliferation Connection," *Science*, vol 196, p. 721 (1977).

Examines how seriously laser enrichment might exacerbate the problem of nuclear proliferation.

Merrill, M. H., "Use of the Low Enriched Uranium Cycle in the HTGR," General Atomic Company report GA-A14340 (March 1977).

Compares low-enrichment once-through uranium fuel cycles for the HTGR

القسم الرابع

منظومات المفاعلات المتطورة

مفاعلات التوليد، المفاعلات القريبة من حدود التوليد ـ وغيرها ـ

ان الحقبة الثانية من استخدامات الطاقة النووية تستوعب توظيف مفاعلاتها ومنظومات نووية متعددة الانواع، قد يكون قسم منها شبيها للانواع المبردة بالماء والتي تمثل الجيل الاول للمفاعلات وقسم اخر يختلف عنها. ان اختيار النوع الملائم يعتمد على اعتبارات كثيرة قد تم سرد قسم منها في القسم الثالث من هذا الكتاب ان الهدف الرئيسي من استخدام مفاعلات ومنظومات متطورة هو محاولة ايجاد طريق امثل الى استثمار خزين اليورانيوم والثوريوم في الطبيعة ولكن هناك عوامل اخرى قد يكون لها الاثر الكبير في ذلك مثل الحيود عن استغلال اقتصادية البلوتونيوم لاسباب قد تكون لارتفاع مستوى سميته البايولوجية او بسبب الاستخدامات العسكرية له.

ان اهمية هذا القسم تكمن في وصف منظومات نووية متطورة تهدف في الاساس الى اعتماد تصاميم لمفاعلات تستثمر اليورانيوم بشكل امثل. ان اكثر الانظمة التي يمكن اعتمادها في الوقت الحاضر لتأدية هذا الغرض هي مفاعلات التوليد السريعة. لقد تم عرض هذا النوع من المفاعلات في الفصل الثالث عشر، وقد تم التركيز على مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة والتي تعتبر مركز اهتمام برامج المفاعلات المتطورة في اغلب البلدان. يستعرض الفصل الرابع عشر المفاعلات الحرارية المتطورة وبالاخص تلك التي تعتمد دورة الوقود التي تستخدم وقود اليورانيوم الثوريوم. يستعرض الفصل الاخير من هذا الكتاب المدخل الى منظومات نووية تختلف في اساسها عن منظومات الانشطار النووي وهي منظومات الاندماج النووي.

ان مجموعة المنظومات التي يتم عرضها في هذا القسم لم تصل الى طور الاختبار عدا مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرةLMFBR.

مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة ومثيلاتها

الفصل الثالث عشر

مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة ومثيلاتها

ان منظومات توليد الطاقة من مصادرها النووية وبصورة تجارية تستخدم الان المفاعلات الحرارية التي تعتمد دورة وقود اليورانيوم ـ البلوتونيوم (كما ذكرنا في القسم الثاني من هذا الكتاب). لبناء مفاعل ينتج مواداً انشطارية بكميات اكبر مما يستهلك او حتى مساوية الى مايستهلك يتطلب الامر الخوض في مجالات تختلف عما هي عليه الحال بالنسبة للمفاعلات الحرارية الحالية بصورة جذرية. كما علمنا من الفصل الثاني عشر فان دورة الوقود التي تعتمد اليورانيوم ـ البلوتونيوم لاتستطيع الايفاء بمواصفات التوليد وذلك بسبب اقتصادية النيوترونات الخاصة بدورة الوقود هذه.

هناك طريقان لفرض تحقيق مبدأ التوليد ضمن حدود الموازنة الاكتفائية في كميات المواد الانشطارية المستهلكة او المتوالدة او عبور حدود الموازنة الذاتية هذه. الطريق الاول يعتمد على المحافظة على النيوترونات بمستوى من الطاقة عالٍ نسبياً بحيث يمكن الاستفادة من كميات النيوترونات الناتجة عن تفاعل البلوتونيوم ـ ٢٣٩ والتي تتولد بكميات اكبر مما لو كانت النيوترونات بمستوى اقل من الطاقة. اما الطريق الثاني فهو باستخدام الثوريوم ـ ٢٣٢ الذي يمكن استخدامه كمادة خصبة تولد اليورانيوم ـ ٢٣٣ والتي تتميز بانتاجية عالية للنيوترونات سواء كانت النيوترونات المتفاعلة حرارية ام سريعة (انظر الملحق جـ).

سوف نبدأ بمناقشة المفاعلات السريعة بسبب التطور الملحوظ الذي وصل اليه هذا النوع من المفاعلات بحيث دخلت مرحلة التجربة والفحص في بلدان عديدة. اذا ما تركت النيوترونات السريعة بدون تهدئة فان ذلك سوف يساعد على الاستفادة من القيمة العالية لايتا (η) (والتي تمثل عدد النيوترونات المتولدة نتيجة تفاعل نيوترون واحد مع النواة، انظر الجدول جـ ـ ٤) والتي يتميز بها طيف النيوترونات السريعة. يتم توليد حوالي ٢,٧ نيوترون لكل نيوترون يتم اقتناصه من قبل البلوتونيوم ـ ٢٣٩ ولذلك نرى انه من السهولة تجهيز نيوترونات لاستمرار التفاعل الانشطاري المتسلسل والذي يحول كذلك نواة اليورانيوم ـ ٢٣٨ الى بلوتونيوم ـ ٢٣٩ معوضة النواة التي انشطرت واختفت منتجة ٢,٧ نيوترون مع كمية من الطاقة.

ان الصعوبة التي تواجهنا هي كون قيمة المقطع العرضي لتفاعل الانشطار (احتمالية الانشطار)

واطئة جداً في حالة كون طاقة النيوترون عالية (النيوترونات السريعة) لذلك وجب توفير كميات كبيرة من المواد الانشطارية تتناسب مع الانخفاض في قيمة المقطع العرضي وذلك للمحافظة على الموازنة التي تؤمن حدوث تفاعل انشطاري بهدف استمرار التفاعل المتسلسل. لذلك وبخلاف ماتقدم فان اقتناص النيوترون من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٨ يمكن ان يستهلك النيوترونات مما يسبب ايقاف التفاعل المتسلسل. من هذا يتوضح سبب تحميل قلب المفاعل بكميات كبيرة من المواد الانشطارية تقارب من ١٥٪ بالمقارنة مع ٣٪ لمفاعلات الماء الخفيف و ٧ر.٪ بالنسبة لمفاعلات الكاندو.

ان التركيب النووي الاساسي متشابه لجميع مفاعلات التوليد السريعة. وباستخدام الاصطلاحات التقليدية فان المفاعل يمكن ان يقسم الى منطقة قلب المفاعل الفعالة active core وغلاف خارجي blanket والتي ستكون من مادة خصبة. ان قلب المفاعل قد يدعى في بعض الاحيان بالبذرة seed والتي تمثل الكتلة الحرجة الحاوية على حوالى ١٥٪ مادة انشطارية والباقي مواد خصبة. في المفاعلات السريعة، قد يكون المفاعل اصغر منه في المفاعلات الحرارية وذلك بسبب انتفاء الحاجة الى وجود مهدىء للنيوترونات لانها تعتمد على النيوترونات السريعة في اقتصاديتها، حيث ان النيوترونات التي تتسرب من قلب المفاعل تمتص من قبل المواد الخصبة الموجودة في الغلاف الخارجي لقلب المفاعل. في الحالات التي يستخدم فيها البلوتونيوم ـ ٢٣٩ واليورانيوم ـ ٢٣٨ كوقود ويستخدم فيها اليورانيوم ـ ٢٣٨ كغلاف خارجي فان الوصول الى نسبة توليد تبلغ ١,٢ او تزيد عنها تبدو ممكنة، وكما سيتم ايضاح في الفقرات القادمة حيث ستتم الاشارة الى عدم ضرورة فصل القلب عن الغلاف الخارجي لتحقيق هذا الهدف. من الممكن ايضا استخدام دورة الوقود التي تعتمد اليورانيوم ـ الثوريوم وبالاخص في الغلاف الخارجي لقلب المفاعل مع المحافظة على امكانية الحصول على نسبة توليد عالية.

هناك خاصيتان لمفاعلات التوليد جديرتان بالاهتمام. الاولى هي ان الحجم الصغير لقلب المفاعل يؤدي الى الحصول على كثافة عالية للطاقة بالمقارنة مع المفاعلات الحرارية. ان هذا يستوجب استخدام نظام تبريد جيد ومائع ذي مواصفات جيدة لانتقال الحرارة بواسطته. اما الخاصية الثانية فهي ان مفاعلات التوليد السريعة تستخدم اقراصا من اكاسيد الوقود مع اغلفة من الحديد المقاوم للصدأ .S.S بدلاً من سبائك الزركونيوم Zircaloy كاغلفة للوقود Claddrng. ولكن الانواع الاخرى من الوقود وبضمنها وقود الكاربيد والمعدن قد تكون ذات استخدامات متميزة ولكن في تصاميم اخرى لمفاعلات اكثر تطوراً.

مفاعلات التوليد السريع المبردة بالمعادن المنصهرة (LMFBR)

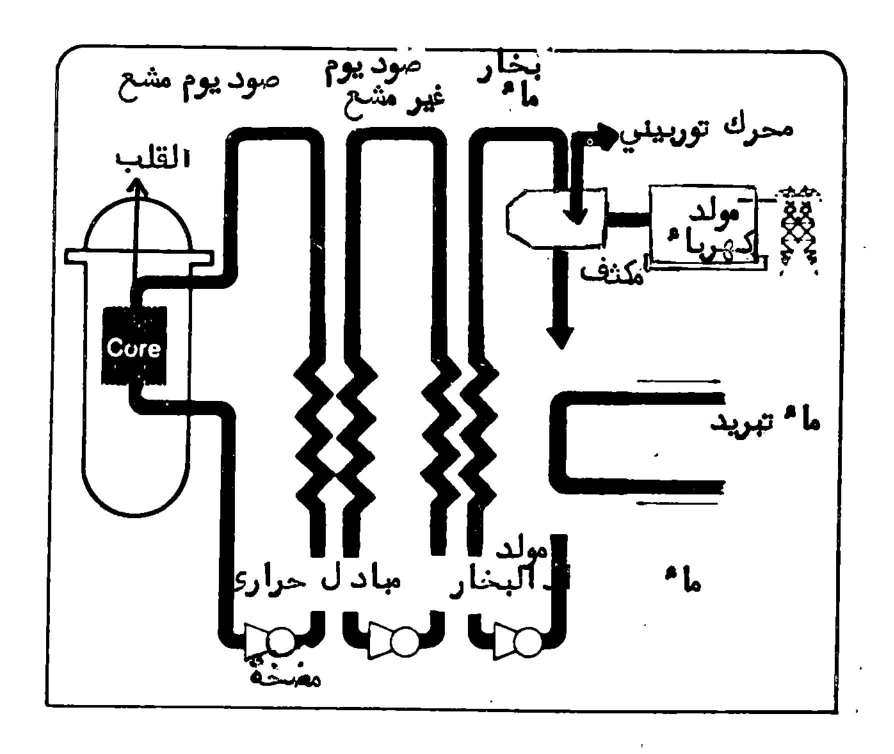
ان المفاعلات السريعة هذه تعتبر الحجر الأساسي لطاقة مفاعلات التوليد في العالم. ان الدلالة واضحة من الاسم المقترن بهذه المفاعلات والذي يدلل على استخدامها احد المعادن (في الحالة السائلة) لاغراض التبريد وذلك بسبب جودة خصائص الانتقال الحرارية لهذه المعادن. ان المعدن

المختار لهذا الغرض هو الصوديوم. يوضح الشكل (١٣ ـ ١) مخططا توضيحيا لدورة الانتقال الحراري (التبريد) في هذا النوع من المفاعلات، وكما مبين في الشكل فان المولد التوربيني يعمل بواسطة البخار وسيتم التطرق الى هذا الموضوع لاحقا.

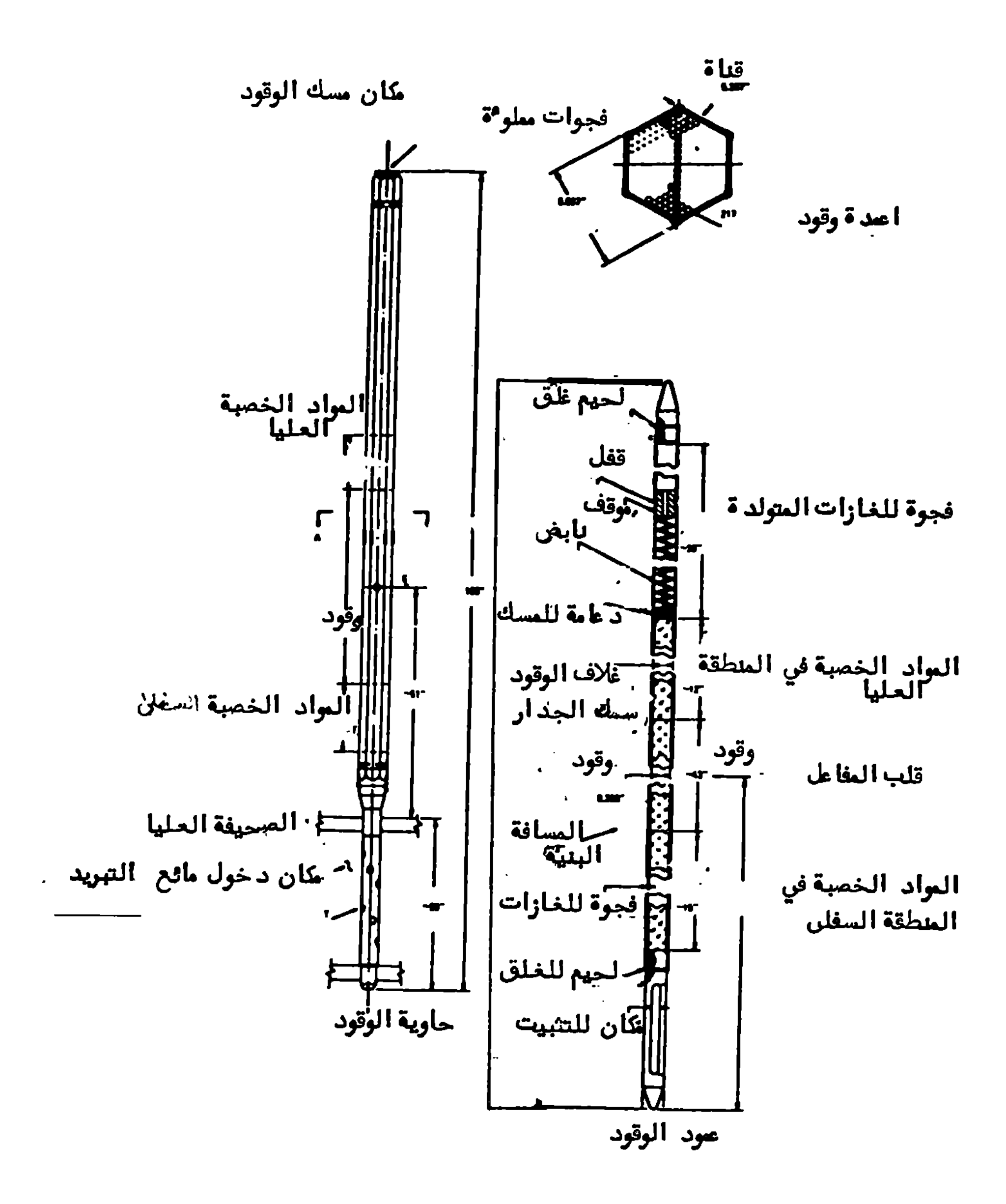
ان قلب المفاعل السريع قيد البحث يحوي منظومات وقود صغيرة الحجم بالمقارنة مع تلك التي تستخدم في مفاعلات الماء الخفيف وان الوقود المستخدم اكثر تخصيبا مع كون اعمدة الوقود في المفاعلات السريعة اصغر قطرا منها في مفاعلات الماء الخفيف كما وان المادة المصنوع منها عمود الوقود (الغلاف) هي الحديد المقاوم للصدأ بدلاً من سبيكة الزركونيوم كما هي الحال في مفاعلات الماء الخفيف. يوضح الشكل (١٣ ـ ٢) مخططا لمنظومة وقود لمفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة.

بدلاً من استخدام اليورانيوم ـ ٢٣٥ او اليورانيوم ـ ٢٣٣ كمادة انشطارية، فان الاختيار بالنسبة للمفاعلات السريعة يقع على البلوتونيوم ـ ٢٣٩ وهو الناتج المتولد في مفاعلات الماء الخفيف والذي يتميز بكون قيمة ايتا (η) له في حدود مستوى الطاقة العالي (الطيف النيوتروني السريع) عالية بحيث يصبح ـ من ناحية اقتصادية النيوترونات ـ اكثر فائدة ـ استخدام البلوتونيوم ـ ٢٣٩ في مفاعلات التوليد السريعة بدلاً من المفاعلات الحرارية. هذا بالاضافة الى ان اليورانيوم ـ ٢٣٥ قد لا يولد العدد الكافي من النيوترونات لغرض الحصول على مستوى عملي من نسبة التوليد. ان هذا قد لايكون صحيحا بالنسبة لليورانيوم ـ ٢٣٣ ولكن شحة اليورانيوم ـ ٢٣٣ وعدم وفرته لهذه الاستخدامات تحدد من امكانية توظيفه في الوقت الحاضر. ان المادة الخصبة التي تستخدم حاليا هي اليورانيوم ـ ٢٣٨ والذي يمكن الاستعاضة عنه بالثوريوم في مادة الغلاف الخارجي.

ان قلب المفاعل سيكون حاويا على اكاسيد للبلوتونيوم واليورانيوم ويحيط بها الغلاف الحاوي على اليورانيوم والذي تكون اغلبيته العظمى من اليورانيوم ـ ٢٣٨ الذي يعمل على توليد كميات من البلوتونيوم ـ ٢٣٩ تفوق تلك التي تستهلك اثناء تفاعلات الانشطار في قلب المفاعل. لذلك فان تفاعلات الانشطار تحدث في قلب المفاعل اما تفاعلات التوليد فانها تحدث في قلب المفاعل والغلاف الخارجي. ان هذه المنظومات تحتاج الى اعادة معاملة للوقود وبالطرق الاعتيادية لاستخلاص المادة الانشطارية التي تولدت نتيجة التحويل. ان لمنظومات (اوحاويات) الوقود المكونة لغلاف قلب المفاعل اعمدة وقود بتركيب متجانس اما اعمدة وقود قلب المفاعل فانها تختلف بكونها تحوي في قاعدتها وقمتها مادة خصبة وفي وسطها مادة انشطارية تمثل قلب المفاعل او (البذرة). ان المادة الخصبة في اعلى واسفل الاعمدة تعمل بمثابة الجزء العلوي والسفلي من الغلاف الخارجي لقلب المفاعل وبهذا يكون القلب محاطا بصورة كلية بمادة خصبة. وكبديل لهذا التصميم الذي يعتمد المناطق المعزولة من المادة الانشطارية والخصبة يمكن اعتماد تصميم ثان غير متجانس يعتمد على اساس تقسيم قلب المفاعل الى مناطق صغيرة كل منها يحوي منظومات تحوي مادة انشطارية واخرى تحوي مادة خصبة.



الشكل (١٣ ـ ١) مخطط لمحطة توليد نووية تستخدم مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة وتوضح فيه دورات التبريد بالصوديوم

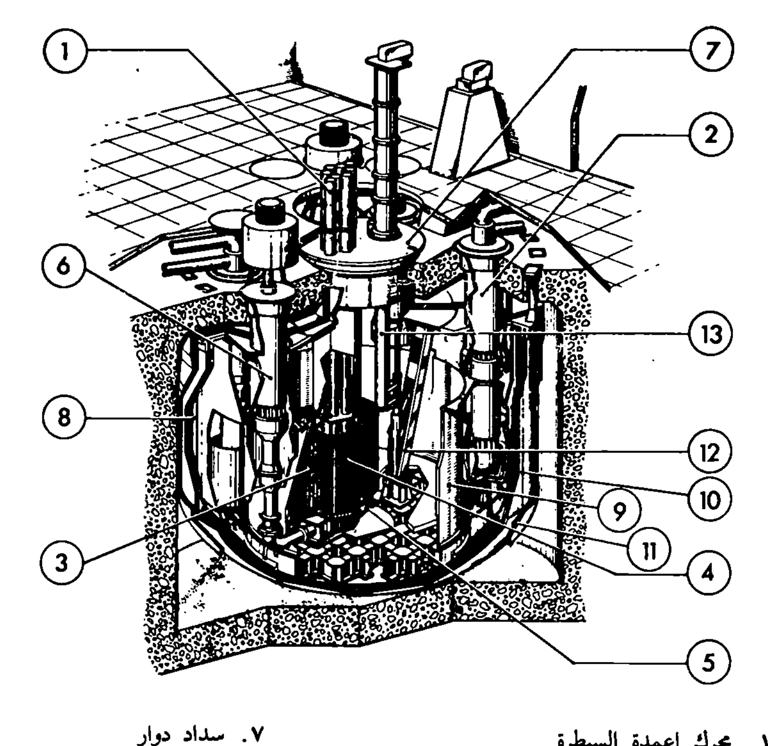


الشكل (١٣ ـ ٢) مخطط يوضح حاوية وعمود وقود لمفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة

ان الطاقة المتولدة في جزء قلب المفاعل الحاوي على كميات او تراكيز عالية من المادة الانشطارية تكون عالية جدا بالمقارنة مع المفاعلات الحرارية. وكنتيجة لذلك فان مادة التبريد (الملاحظ هنا ليس المطلوب توفر قابلية التهدئة للنيوترونات السريعة من قبل التبريد) يجب ان تتوفر فيها مواصفات عالية من حيث خصائصها على نقل الحرارة. في الحالة قيد الدراسة، فان مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالصوديوم قد توصلت الى اختيار هذا المائع بحالته المعدنية لاغراض التبريد. ان معدن الصوديوم يمكن ان يستخدم بحالته السائلة (المنصهرة) وعلى مدى واسع من درجات الحرارة مما يجعله قادرا على القيام بتبريد قلب المفاعل المتميز بكثافة عالية من الطاقة. ومن الخواص الجيدة الاخرى لهذا المعدن هو امكانية استخدامه تحت ظروف الضغط الاعتيادي، وبهذا فان مسألة تصميم دورة التبريد هذه تصبح امرا سهلا بالاضافة الى السهولة في التصميم التي تنعكس على تصميم المفاعل مما يجعل امكانية تشغيل المفاعل في درجة حرارة عالية مسألة ممكنة والتي تنعكس بشكل رئيسي على رفع كفاءة اداء المفاعل او المنظومة ككل (انظر الملحق د) بالمقارنة مع مفاعلات الماء الخفيف. ان هذه الفوائد والخواص الجيدة تقابلها مسألة فاعلية الصوديوم الكيمياوية وخطورته فيما اذا امتزج مع الماء حيث يحدث انفجارا وفرقعة بسبب تأثير الحرارة العالية الناتجة عن التفاعل والتي تحرق الهيدروجين المتحرر. ان هذه الخواص غير المشجعة تدعو الى اتخاذ الاحتياطات الشديدة لمنع حدوث كسر او تأكل في الانابيب او اي جزء من اجزاء دورة التبريد وذلك لمنع حدوث تسرب لمعدن الصوديوم من هذه الدورة. مما تقدم نستطيع ان تستنتج ان الدورة التي يمر فيها الصوديوم هي دورة مغلقة.

ان مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة مصممة على ان دورة الصوديوم التي تبرد قلب المفاعل لاتقوم على رفع درجة حرارة البخار الذي يدير المولدات التوربينية، بل تقوم بتسخين دورة وسطى للتبريد وتستخدم الصوديوم ايضا (كما في الشكل ١٣ ـ ١). ان فائدة هذه الدورة الوسطى هي منع ازاحة اية مواد مشعة (الصوديوم المشع المتكون نتيجة مرور صوديوم الدورة الاولى في قلب المفاعل وتنشيطه) اثناء حدوث اي خلل طارىء في منظومة توليد البخار. ان ذلك يستدعي توفير مبادل حراري وسطي بين دورتي الصوديوم الاولى والثانية. ان وظيفة هذا المبادل الحراري الثانوية هي القيام بعزل دورة الصوديوم الرئيسية (التي تحوي الصوديوم المشع) عن اي احتمال للاختلاط بالماء الموجود في الدورة الاخيرة التي يتولد فيها بخار الماء المستخدم في تشغيل المولد التوربيني.

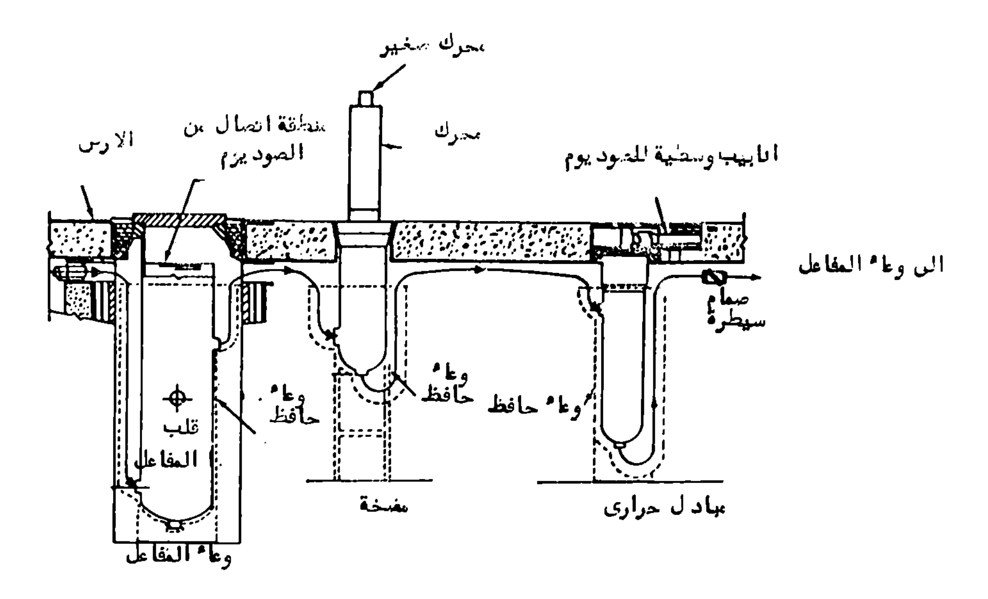
هناك نوعان رئيسيان من مفاعلات التوليد السريعة قيد النقاش. الاول وهو النوع المفضل لدى مجموعة الدول الاوربية والذي يكون فيه قلب المفاعل واجزاء اخرى من المفاعل واقعة ضمن الوعاء الرئيسي ويسمى هذا النوع من المفاعلات بالنوع الحاوي على حوض Pool Type (مثال ذلك الشكل ١٣ ـ ٣ والذي يبين المفاعل الفرنسي فينكس Phenix). ان وعاء المفاعل ممتلأ بالصوديوم تحت الضغط الجوي الاعتيادي وفيه قلب المفاعل ومنظومة اعادة تحميل الوقود ومضخة التبريد الرئيسية بالاضافة الى المبادل الحراري الوسطى، وبذلك فان دورة التبريد الرئيسية تقع داخل الوعاء الرئيسي للمفاعل. ام هذا الترتيب يؤدي الى اختصار في كميات الانابيب الخارجية



١. محرك اعمدة السيطرة
٢. مبادل وسطي
٣. درع واقي من النيوترونات في موقع جانبي
٤. قلب المفاعل
٥. دعامة لمسك الوقود
٦. المضخة الاولية
٧. سداد دوار
٨. الوعاء الرئيسي
٩. الوعاء الاولي
١٠. وعاء ذو حافظتين / غلافين
١١. البناية الاولية
١٢. توصيلة للنقل
١٣. ذراع نقل

الطاقة الكهربائية (صافي) ٢٣٣ ميكاواط. كهرباء
الطاقة الحرارية ٥٦٣ ميكاواط. حرارة
تاريخ الوصول للحالة الحرجة ١٩٧٣/٤
نوع الوقود UO_2 - PuO_2
التخصيب (حجم المواد الانشطارية الى الحجم الكلي) ١٩,٢٪ في المنطقة الرئيسية من القلب
٢٧,١٪ في المنطقة الخارجية من القلب
الغلاف الخارجي اليورانيوم الطبيعي
غلاف الوقود SS 316
الكتلة الحرجة الاولية ٧٣٥ كغم من البلوتونيوم - ٢٣٩
اعلى مستوى ممكن للاختراق ٥٠٠٠٠ ميكاواط - يوم/١٠٠٠ كيلوغرام
نسبة التوليد الكلية ١,١٦

الشكل (١٣ - ٣) مخطط لوعاء مفاعل توليد سريع مبرد بالصوديوم من نوع فينكس حاوي على حوض



الشكل (١٣ ـ ٤) مخطط لدورة التبريد الرئيسية في مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة

للتوصيل. اما النوع الثاني فهو الذي يستخدم نظام «الدورة» Loop Type وهو من حيث المبدأ اشبه بمفاعلات الماء الخفيف حيث يحوي وعاء قلب المفاعل والاجزاء المرتبطة به ويتم التوصيل بين هذه الاجزاء واجزاء منظومة الانتقال الحراري الاخرى التي تقع خارج الوعاء بواسطة انابيب خارجية. ان هذا النوع هو المعول عليه في الولايات المتحدة الامريكية وهو التصميم المعتمد لمفاعل نهر كلنج Clinch River السريع للتوليد والذي هو مفاعل تجريبي كما مبين في الشكل (١٣ ـ ٤). (اما الشكل (١٣ ـ ٥) فانه يبين وعاء مفاعل توليد يستخدم نظام الدورة). ان وعاء المفاعل الرئيسي لكلا النوعين يكون محاطا بوعاء احتياطي لتلافي الحادث في حالة حصول تلف او تشقق في المنظومة الرئيسية وبذلك تتم المحافظة على الصوديوم الذي قد يفقد بسبب التلف في الوعاء. ان مفاعلات التوليد بنوعيها تستخدم دورة الصوديوم الثانوية للتبريد لتوليد البخار الذي يقوم بتدوير المولد التوربيني.

ان مفاعلات التوليد تعتمد تصميما يهدف الى تقليل الوقت اللازم لاعادة تحميل الوقود وبذلك تقليل الوقت الذي يتوقف فيه المفاعل لاغراض تحميل الوقود. ان هذه المفاعلات غالبا ما تستخدم السداد الدوار على غطاء وعاء المفاعل. وعلى هذا السداد يتم تثبيت ماكنة لنقل الوقود

في وعاء المفاعل وكذلك مشغلات حركة اعمدة السيطرة والتي تفصل عن قلب المفاعل عند دوران السداد ممكنةً ماكنة الوقود من نقل الوقود من قلب المفاعل الى اية منطقة في وعاء المفاعل وعلى العكس. في حالات المفاعل التي تحوي حوضا فان منطقة جمع الوقود هذه قد تكون عبارة عن خزان جمع الوقود وبالحجم الطبيعي مهيئة مكانا لخزن الوقود وتركه لحين ان يضمحل جزء كبير من نشاطه الاشعاعي حيث يتم بعد ذلك استبداله بأستخدام ماكنة تقع خارج وعاء المفاعل.

ان استبدال كميات من الوقود المخزون داخل الوعاء بكميات وقود نشيطة اخرى من خارج الوعاء يمكن ان يتم حتى اثناء التشغيل. اما في حالات المفاعلات التي تستخدم نظام الدورة فانها تستوجب اخراج الوقود المحترق الى خارج الوعاء لغرض خزنه لفترة مناسبة لحين اضمحلال نشاطه الاشعاعي.

ان السؤال المهم بالنسبة الى مفاعلات التوليد السريعة هو عمر وقود هذه المفاعلات بالمقارنة مع النسب الضئيلة التي تحترق بعملية الانشطار من وقود المفاعلات الحرارية لحين خزنها او اعادة معاملتها في الواقع ان كمية المادة الانشطارية في الوقود لاتزيد عن ٤٪ وان نسبة التحويل واطئة مما يبدو واضحا بأن نسبة الاحتراق بحدود ٢ ـ ٣٪. ان محاولة حرق الوقود الى حدود اعلى من ذلك قد تعرض اعمدة الوقود وبالاخص اغلفتها الى تلف يحول دون امكانية الاستفادة منها، وبالاخص في المفاعلات الحرارية فان اعادة معاملة الوقود عملية ذات اهمية كبيرة حيث بواسطتها يمكن ازالة كافة السموم المتولدة.

ولكن مفاعلات التوليد تحوي حوالي ١٥٪ من الوقود كمادة انشطارية وان كثافة توليد الطاقة Power density (والتي تعني ايضا معدل الانشطارات بوحدة الحجوم) هي اكبر مما هي في المفاعلات المبردة بالماء. لكي تستطيع حاويات الوقود ان تعمل لفترة طويلة في المفاعل فانها يجب ان تكون قادرة على ان تتحمل نسبة احتراق بحدود ١٠٪. ان حاويات الوقود في الولايات المتحدة الامريكية تصمم على اساس قابلية تحمل نسبة احتراق بحدود ١٥٪ والتي تقابل طاقة حرارية متولدة بحدود ١٥٠٪ الف ميكا واط ـ يوم / ١٠٠٠ كيلو غرام وقود. ان معدلات الاحتراق المتوقعة في مفاعلات الماء الخفيف تقدر بحوالي ٣٠ الف ميكا واط ـ يوم / ١٠٠٠ كيلو غرام وقود وهي المعدلات بالنسبة لحاويات الوقود الاعتيادية. ان معدل هذه القيمة للاحتراق وحدودها العليا قد تبلغ اكثر من الضعف في مفاعل معين ولكن يجب ان يؤخذ بنظر الاعتبار ان الحديد المقاوم للصدأ فيما اذا استعمل كغلاف للوقود فانه سوف يبدأ بالتلف ويكون مصاباً بتغير في الشكل الهندسي مما يؤدي الى اعمدة الوقود كلياً وقد يتسبب احيانا في حصول انسدادات في طريق جريان مائع التبريد. ان الحجم الصغير لقلب مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة يعني الحصول على فيض نيوتروني عالي بالمقارنة مع ما نحصل عليه في المفاعلات الحرارية وبذلك فان احتمال حدوث تلف او انتفاخ او حتى تغير في الترتيب الهندسي لقلب المفاعل يصبح ممكنا بعد التشغيل لفترة من الزمن. لذلك وجب وضع حدود ومحددات وضوابط هندسية وميكانيكية لمنع حدوث هذه التغيرات السلبية.

ان احتمالية حصول تغيرات سلبية في مفاعلات التوليد اعلى في المفاعلات الحرارية بصورة عامة وذلك لان مفاعلات التوليد تستخدم نسبة اعلى من المواد الانشطارية في وقودها. ان اي تغير في الترتيب الهندسي لقلب المفاعل قد يؤدي الى تغير في معامل الزيادة في عدد النيوترونات Multipli caion factor مؤديا بدوره الى تلف في قلب المفاعل. ان هذه الحالة يجب ان تؤخذ بالحسبان عند تصميم هذه المفاعلات بحيث اذا حدث انصهار جزئي في قسم من حاويات الوقود فان هذا التصميم يجب ان يكون قادرا على منع تجمع المادة الانشطارية معا ولتكن في قعر المفاعل بحيث يمكن توليد كتلة حرجة، حيث ان في ذلك خطرا شديدا لان هذه الكتلة سوف تتفاعل وبدون سيطرة عليها مؤدية الى عواقب وخيمة.

من التغيرات السلبية الاخرى التي قد تحصل هي تولد فقاعات في مائع التبريد (والتي قد تكون بسبب الغليان) مؤدية الى التقليل في قابلية الامتصاص والتهدئة للنيوترونات، وان هذا التغير في المواصفات لمادة التبريد يؤدي الى ارتفاع في معامل الزيادة بعدد النيوترونات في المفاعل السريع. اما في المفاعلات الحرارية فان تكون هذه الفقاعات وانخفاض قابلية التهدئة للنيوترونات يؤدي الى التقليل في معامل الزيادة بعدد النيوترونات وذلك بسبب قلة فيض النيوترونات الحرارية. لذلك فانه من الضروري ان يتم احكام تصميم هذه المفاعلات لمنع حدوث تغيرات في قلب المفاعل لها تأثيرات سلبية كالتي ذكرناها سابقا (انظر الملحق ٥). ان ارتفاع درجة الحرارة يرافق انخفاض في معامل الزيادة بعدد النيوترونات (او الفعالية Rea ctivity). ان مايساهم في هذا التأثير السلبي لدرجة الحرارة بالنسبة للمفاعلات السريعة هو تاثير دوبلر حيث بارتفاع درجة الحرارة يزداد تاثير الاقتناص الرنيني (بدون حدوث انشطار) مؤديا الى هدر عدد اكبر من النيوترونات والذي يؤدي الى الابطاء في معدل حدوث تفاعل الانشطار. واخيرا فان عمر النيوترونات الآنية (وهو الوقت الذي يستغرقه النيوترون منذ تكوينه وامتصاصه لكي يولد الجيل الثاني من النيوترونات) في المفاعلات السريعة اقصر بكثير منه بالنسبة الى المفاعلات الحرارية، حيث يبلغ بحدود ٥ × ١٠^-٧ ثانية والذي هو بحدود الف مرة اقل منه بالنسبة الى المفاعلات الحرارية التي يقضي فيها النيوترون وقتا لابأس به في مراحل التبطئة الى السرعة الحرارية ومن ثم اقتناص. ان هذه الحالة سوف تكون بالغة الاهمية اذا كان معامل الزيادة في عدد النيوترونات اكبر من واحد بمقدار بحيث يمكن ان يكون المفاعل حرجا معتمدا اعتمادا كليا على النيوترونات الانية السريعة وحدها وليس هناك اي اعتماد على النيوترونات المتاخرة (الثانوية). (انظر المناقشة في الملحق هـ). ان هذا الظرف يجب تجنبه في اي نوع من انواع المفاعلات حيث ان مسألة قصر النيوترونات بحد ذاتها لاتشكل مشكلة اضافية مقارنة بمعايير السلامة الاخرى.

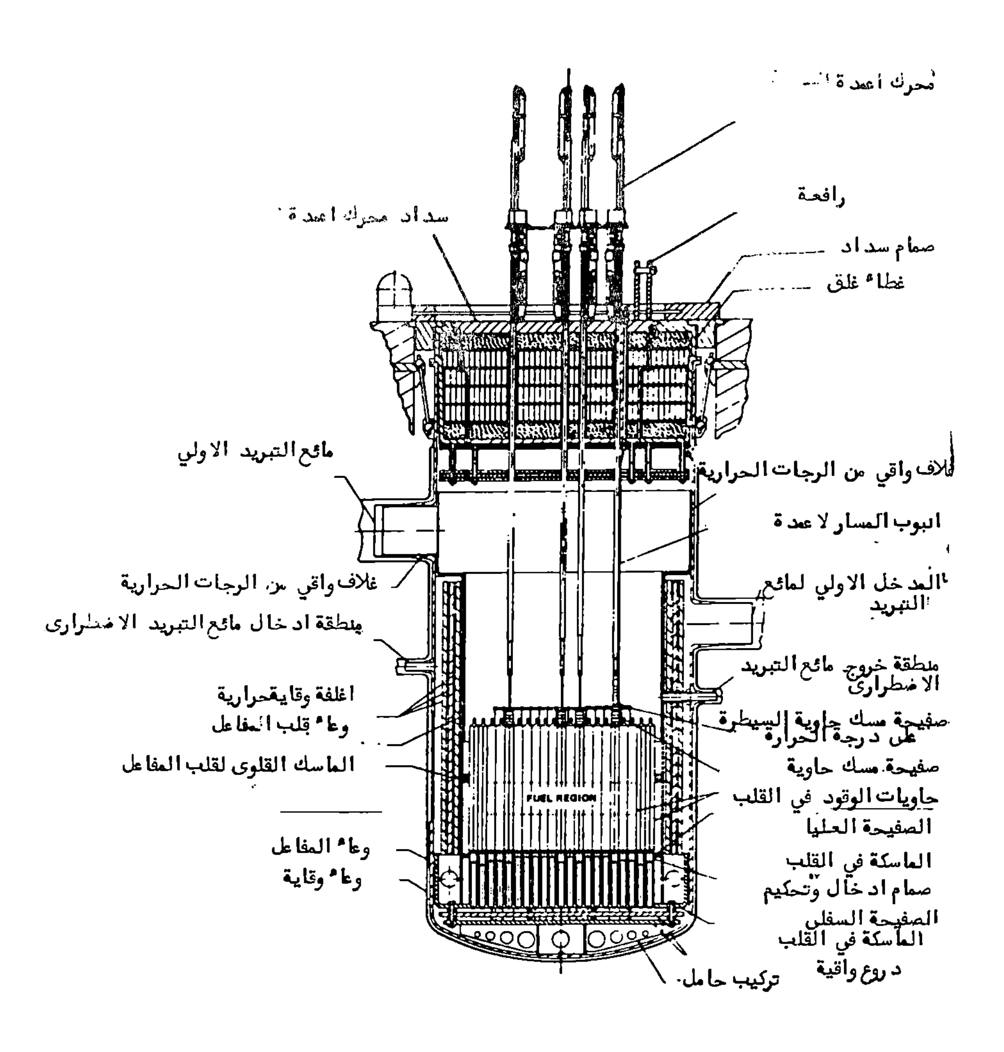
بصورة عامة، تبقى معايير السلامة الحقيقية لمفاعلات التوليد السريعة مختلفة عن المعايير المنظورة في المفاعلات الحرارية. وكما تمت الاشارة اليه فان بعض هذه الاختلافات قد تخدم المصمم في بعض الاحيان كما هي الحال في مسألة استخدام الصوديوم لاغراض التبريد، حيث تبرز الخواص الجيدة في النقل الحراري وامكانية استخدام ضغط واطيء بالاضافة الى الحرية في استخدام مديات واسعة من درجات الحرارة لتسهيل مهمة المصمم. ان المجال هنا ضيق لمناقشة موضوع السلامة للمفاعلات النووية والمعايير المتبعة والعوامل المهمة في هذا الموضوع.

ان بريطانيا، فرنسا والاتحاد السوفيتي يمتلكون نماذج لمفاعلات توليد سريعة مبردة بالمعادن المنصهرة والتي يوضح الشكل (١٣ ـ ٣) احد انواعها وتتراوح قدرة هذه المفاعلات بين ٢٥٠ ـ ٣٥٠ ميكا واط كهرباء. اما البرنامج الامريكي فان له مفاعلا قرينا للمفاعلات التي تم ذكرها وهو مفاعل نهر كلنچ المولد والذي يؤمل تشغيله في الثمانينات ولكن البرنامج الامريكي استبق تشغيل هذا المفاعل بانجاز منظومة بالغة الاهمية وهي منظومة فحص وقود مفاعلات التوليد السريعة بواسطة النيوترونات السريعة Fast Flux Test Facility (FFTF). وبعد ان يتم تشغيل هذا المفاعل فسوف يتم انتاج اعداد اكبر من هذا النوع من المفاعلات وعلى نطاق تجاري. ان البرنامج النووي الامريكي قد اعتمد ملاحظات ومقترحات تغيرت خلال فترة مسيرته ومن ضمنها جعل الفترة لهذا المفاعل مفتوحة لحين ان يدخل حيز الانتاج التجاري.

ان الجدول (١٣ ـ ١) يبين بعض القيم المعتمدة في التصاميم لمنظومة فحص الوقود ومفاعل كلنچ وكذلك لنموذج مفاعل تجاري في البرامج الامريكي. ان اغلب خطط الانتاج تدعو الى اعتماد نوع تجاري وبكفاءة تقدر بحوالي ٤٠٪ ونسبة توليد بحدود ١,٢ او اكثر بقليل وزمن مضاعفة بحدود ١٠ ـ ٢٠ سنة. ولكن أثناء مراحل التصميم تبين انه من الصعوبة الحصول على نسبة توليد ١,٢ مع المحافظة التقليدية على الفصل بين قلب المفاعل والغلاف الخارجي وتبين ان مسألة خلط حاويات الوقود التي تحوي المواد الخصبة مع تلك التي تحوي المواد الانشطارية ذات فائدة على طريق تحقيق الهدف الرئيسي المرسوم لنسبة التوليد.

ان اغلب برامج تطوير مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة افترضت مسبقا اعتماد دورة وقود اليورانيوم البلوتونيوم. وذلك لان دورة اليورانيوم ـ الثوريوم هي الدورة المنقاة بالنسبة للمفاعلات الحرارية ولكن لا تكون كذلك بالنسبة لمفاعلات التوليد السريعة. قد تكون هناك فوائد من ادخال الثوريوم وليكن الثوريوم ـ ٢٣٣ في المفاعلات السريعة وخاصة فيما اذا اعتمد مبدأ التصميم الذي يجمع بين المفاعلات السريعة والحرارية ذات نسبة التوليد العالية. كما تم ذكره في الفصل الثاني عشر فان التعامل مع اليورانيوم ـ ٢٣٣ بدلا من البلوتونيوم ـ ٢٣٩ قد يقلل من المساهمة في انتشار الاسلحة النووية.

هناك طرق عديدة لادخال الثوريوم وخاصة الثوريوم ـ ٢٣٣ وتوسيع نطاق استخدامه مع المحافظة على مناطق تقسيم الوقود في قلب المفاعل والغلاف الخارجي المحيط بالقلب في مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة. ان الثوريوم يمكن استخدامه في قلب المفاعل والغلاف الخارجي وان الثوريوم ـ ٢٣٣ قد يحل محل البلوتونيوم ـ ٢٣٩ كليا او جزئياً في قلب المفاعل. بالاضافة الى ذلك فان الخواص المعدنية للثوريوم قد تجيز استخدامه كمعدن بدلاً من استخدامه كمادة سيراميكية في اعمدة الوقود. ان استخدام الثوريوم كمعدن ينفي وجود الاوكسجين (او الكاربون) وذلك يزيد في تحسين الخواص النووية للوقود وكذلك يسهم في رفع نسبة التوليد عما هي عليه في حالة الوقود المصنع من الاكاسيد المختلفة في مفاعلات التوليد السريعة. كما ان وجود الثوريوم يسهم في التقليل من معامل تاثير الفقاعات ومعامل دوبلر Doppler، لذلك فان نمو الفقاعات في مائع التبريد والارتفاع في درجة الحرارة سوف تؤدي الى خفض قيمة معامل الزيادة في عدد النيوترونات لا زيادته.



الشكل (١٣ - ٥) مقطع في وعاء مفاعل التوليد السريع المبرد بالمعادن المنصهرة مع دورة التبريد

جدول رقم (١٣ - ١)
مقارنة بين القيم التصميمية لمفاعل التوليد السريع المبرد بالمعادن المنصهرة

الخاصية التصميمية	القيمة لمفاعل FFTF	القيمة لمفاعل CRBR	القيمة لمفاعل تجاري تجريبي
القدرة الحرارية/ميكاواط حرارة	٤٠٠	٩٧٥	٣٨٠٠
صافي القدرة الكهربائية / ميكاواط	لايوجد	٣٥٠	١٥٠٠
الكفاءة الكلية للمنظومة ٪	لايوجد	٣٥,٩	٣٩,٥
صافي التوليد الحراري Kwh / Btu	لايوجد	٩٥٠٧	٨٦٥٠
معامل السعة للمنظومة	لايوجد	٠,٧٥	٠,٨٥
عدد الدورات الاولية	٣	٣	٣
ابعاد بناية المفاعل /قطر/العمق تحت	١٣٥	١٨٦	١٦٨
ارض التشغيل / الارتفاع فوق سطح الارض	٨٠	٨٥	٨٦
التشغيل (بالاقدام)	١٠٩	١٧٢	١٦٣
مادة ونوع الوقود	اوكسيد	اوكسيد	اوكسيد
مادة غلاف الوقود	حديدمقاوم٣١٦	حديدمقاوم-٣١٦ قليل التمدد	
قطر عمود الوقود (سم)	٠,٥٨٤	٠,٥٨٤	٠,٥٨٤
نسبة المسافة البينية /القطر لعمودالوقود/	١,٢٦	١,٢٦	١,٢٤
عدداعمدةالوقودفي الحاوية الواحدة	٢١٧	٢١٧	٢٧١
عددالحاويات في قلب المفاعل	٧٦	١٩٨	٣١٨
عددالحاويات في الغلاف الخارجي	لايوجد	١٥٠	٢٣٤
عددحاويات السيطرة/حاويات السلامة	٣/٦	٤/١٥	٤/٢٧
طول قلب المفاعل/قطرقلب المفاعل(م)	١,٢٢/٠,٩١٥	١,٨٩/٠,٩١٥	٣,١١/١,٢٢
اعلى درجةحرارةلسطح غلاف الوقوذالخارجي(ف)	١١٧٠	١٢١٥	١٢٠٠
كثافةالقدرةالخطية(القمة)/(المعدل)كيلوواط/قدم	٧,٦/١٤	٧/١٤,٥	١١/١٦
مقدارالاحتراق في اعلى قيمةللقدرة (ميكاواط . يوم/١٠٠٠كغم)	٨٠٠٠٠	١٥٠٠٠٠	١٥٠٠٠٠
النسبةالحجميةللوقود	٠,٣٢٩	٠,٣٢٥	٠,٣٤٢
نسبة التوليد	لايوجد	١,٢	١,٢٥
زمن المضاعفة (سنة)	لايوجد	٢٣	١٢-١٥
نوع اعادة التحميل	بواسطةذراع	سحبمباشر	بواسطةذراع
قطروعاءالمفاعل/طول وعاءالمفاعل(م)	١٣,٣٥/٦,٣١	١٦,٤/٦,٣١	١٨,١٤/٧,٢٥٦
المبادل الحراري			
درجةحرارةالمائع الخارج من المفاعل(ف)	١٠٥٠	٩٩٥	١٠٠٠

درجة حرارة المائع الداخل الى المفاعل (ف)	٦٨٥	٧٣٠	٧٢٥
معدل الجريان للمنظومة (ملايين الكيلوغرامات/ساعة)	٩,١	٢٠,٧٥	٦٨,٤
معدل الضخ في درجة حرارة المضخات (م³/دقيقة)	٥٨	١٣٤,٨	٤٨٩,٦
كمية الحرارة التي تولدها المضخات	٥٠٠	٤٥٠	٥٠٠
موقع المضخات	القدم الحار (مدخل المبادل الحراري)	القدم الحار (مدخل المبادل الحراري) (منطقة الخروج من المبادل)	القدم البارد

	المبادل الحراري الوسطى		
درجة الحرارة عند مدخل المبادل الحراري (ف)	٩٥٠	٩٣٦	٩٣٥
درجة الحرارة عند مخرج المبادل الحراري (ف)	٦٠٠	٦٥١	٦٥٠
معدل الجريان (ملايين الكيلوغرامات/ساعة)	٩,٦٥	١٩,١٥	٦٥,٧
كمية الحرارة التي تولدها المضخات	٤٠٠	٤١٠	٤٧٥
موقع المضخات	مخرج المبادل	مخرج المبادل	مخرج المبادل
معدل الضخ م³ /دقيقة	٥٨	١١٨	٤٠٤,٤

لمقارنة اداء نوعين من المفاعلات محملين بنوعين من الوقود الاول يستخدم اليورانيوم ـ البلوتونيوم والثاني يستخدم الثوريوم يمكن الرجوع الى الجدول (١٣ ـ ٢) حيث توضح نتائج الحسابات التي اجريت على هذين النوعين من الوقود ولحالة بدأ التشغيل والحالة المستقرة. يوضح الجدول (١٣ ـ ٢) امكانية الحصول على نسبة توليد اعلى من نسبة توليد المفاعل السريع (الحالة رقم ٩) الذي يستخدم اليورانيوم ـ البلوتونيوم ونلاحظ ارتفاع هذه النسبة عند استخدام الوقود المعدني. ان الحالات التي تجدر الاشارة اليها هنا هي الحالات رقم (٧) و (٨) وهي الحالات التي تجمع بين المفاعلات الحرارية والسريعة باحتواء وقودها على اليورانيوم والبلوتونيوم والثوريوم وقد تميزت بان لها اعلى نسبة للتوليد حيث انها تولد كميات كبيرة من اليورانيوم ـ ٢٣٣ باستخدام كميات قليلة من البلوتونيوم. انه لمن المهم جدا ان نشير الى ان هذه الاحتمالات هي مجرد افكار ولا زالت بعيدة جدا عن حيز التجربة.

جدول رقم (١٣ - ٢)

مقارنة مواصفات مفاعلات التوليد السريعة باستخدام انواع مختلفة من الوقود. (القدرة الكلية = ٢٥٠٠ ميكا واط حرارية)

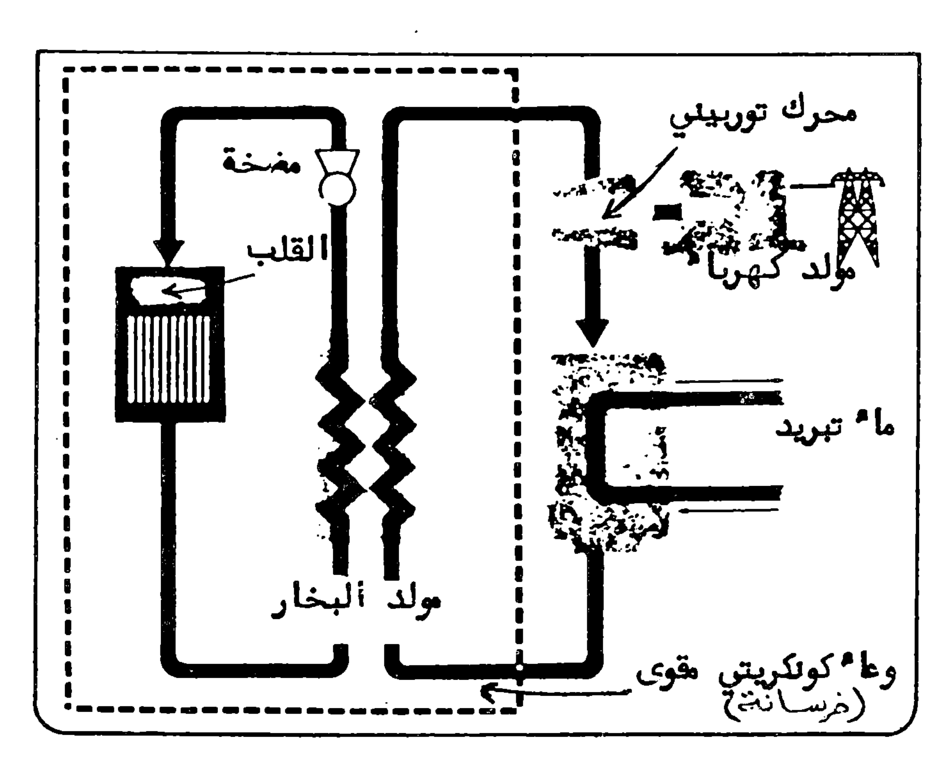
رقم الحالة	مادة الوقود	الغلاف المحيط بالقلب	حجم القلب لتر	مدة الدورة يوم	كتلة المادة الانشطارية كغم	المواد الانشطارية المتولدة كغم/دورة ^{233}U	^{235}U	^{239}Pu	^{241}Pu	ΔK% للقلب	معامل دوبلر للقلب	نسبة المواد الانشطارية المتولدة الى الامتصاص
● مفاعل مستقر												
١	ThO_2-$^{233}UO_2$	ThO_2	٦٧٩٥	٢٢٣	٣٩٢٠,٥	٤٧٧,١	٥٨٨,٥	-	-	-	-	٠,٨٤
٢	ThO_2-$^{235}UO_2$	ThO_2	٦٧٩٥	٢٢٥	٢٥٦٩,٢	٣٨,٧	-	-	-	-	-	١,٠٥
٣	ThO_2-$^{239}PuO_2$	UO_2	٦٧٩٥	٢٢٨	٢٩٥٨,٧	٤٣٤,٣	-	٣٤١,٦ -	٣,٨	-	-	١,١٥
٤	Th-^{233}U	Th	٥٦٣٠	٢٦٢	٤٠١٠,٠	٥٨٤,٠	٦١٩,٤-	-	-	-	-	٠,٩٦
٥	Th-^{235}U	Th	٥٦٣٠	٢٦١	٢٦٤٥,٣	١٠٨	-	-	-	-	-	١,١٤
٦	Th-^{235}U	U	٥٦٣٠	٢٦٥	٢٥٨٤,٧	٤٤,١-	-	٢١٠,١	-	-	-	١,٢١
٧	Th-^{233}U-^{239}Pu	U	٥٦٣٠	٢٨٠	٢٦٩٥,٧	٣٣٥,٨	-	١٠٤,٩-	١,٧	-	-	١,٣١
٨	Th-233U-Pu		٥٦٣٠	٢٧١	٢٥٠٢,٦	٢٦٦,٨	-	٣١,٣	٤٨,٩-	-	-	١,٣٤
٩	UO_2-$^{239}PuO_2$	UO_2	٦٧٩٥	٢٥٦	٢٩٥٠,٨	-	٣١,٣-	١٦٥,١	٧,٦	-	-	١,٢٣
● ● مفاعل حديث التحميل												
١	ThO_2-$^{233}UO_2$	ThO_2	٦٧٩٥	٢٢٣	٤٢٠٢	٥٦٣,٥	٦٨٥,٨-	-	-	١,٨٩-	٠,٠٠٧٨-	٠,٨٣
٢	ThO_2-$^{235}UO_2$	ThO_2	٦٧٩٥	٢٢٦	٢٦١١,٧	٥٩,٨	-	-	-	١,٩٨-	٠,٠١٠٧-	١,٠٨
٣	ThO_2-$^{239}PuO_2$	UO	٦٧٩٥	٢٢٨	٣٠٨٤,٧	٥٨٧,١	-	٤٦٠,٧-	٢,١	٠,٦٢	٠,٠٠٩٣-	١,٢١
٤	Th-^{233}U	Th	٥٦٣٠	٢٦٢	٤٣٨٤,٤	٧٠٧,٥	٧٥٥,٣-	-	-	٢,٥٢-	٠,٠٠٦٨-	٠,٩٤
٥	Th-^{235}U	Th	٥٦٣٠	٢٦١	٢٧٣٨,٥	١٣٤,٤	-	-	-	٢,٥٨-	٠,٠٠٨٦-	١,١٧٠
٦	Th-^{235}U	U	٥٦٣٠	٢٦٥	٢٦٧٤,٣	٣٧,٧-	-	٢١٦,٣	-	٢,٢٥-	٠,٠٠٨٧-	١,٢٢
٧	Th-^{233}U-^{239}Pu	U	٥٦٣٠	٢٨٠	٢٨١٧,٤	٤٥٨,٦	-	١٩١,٦-	١,٠	٠,٥٢-	٠,٠٠٨٤-	١,٣٦
٨	Th-^{233}U-^{239}Pu	U	٥٦٣٠	٢٧١	٢٦١٠,٦	٣٥٨,٨	-	١١,٥٤-	٦٦,٤-	٠,٧٣-	٠,٠٠٨٩-	١,٣٩
٩	UO_2-$^{239}PuO_2$	UO_2	٦٧٩٥	٢٥٦	٢٩٨٨,٢	-	٤٠,٧-	٢١١,٥	٣,٣	٣,٢٥	-	١,٣

مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالغاز

GCFBR

ان مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالغاز مشابهة الى المفاعلات المبردة بالمعادن المنصهرة من الناحية النيوترونية ولكن مظهرها الخارجي شبيه بمفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز من حيث استخدامها الغاز لتبريد قلب المفاعل وتتميز باحتوائها على وعاء كونكريتي ايضا. ان منظومة الانتقال الحراري الموضحة في الشكل (١٣ ـ ٦) مشابهة لما هو مستخدم في مفاعلات الحرارة العالية المبردة بالغاز. ولكن من ناحية اخرى فأن الوقود والمواد الرئيسية المستخدمة في هذه التكنولوجيا مشابهة لتلك المستخدمة في مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة.

ان اهم فرق رئيسي بالنسبة الى قلب المفاعل ليس المتأتي من الاختيار وليس ناجما عن ضرورة ما، بل انه استعمال الثوريوم في الغلاف الخارجي المحيط بقلب المفاعل.



الشكل (١٣ ـ ٦) مخطط توضيحي لمفاعل توليد سريع مبرد بالغاز

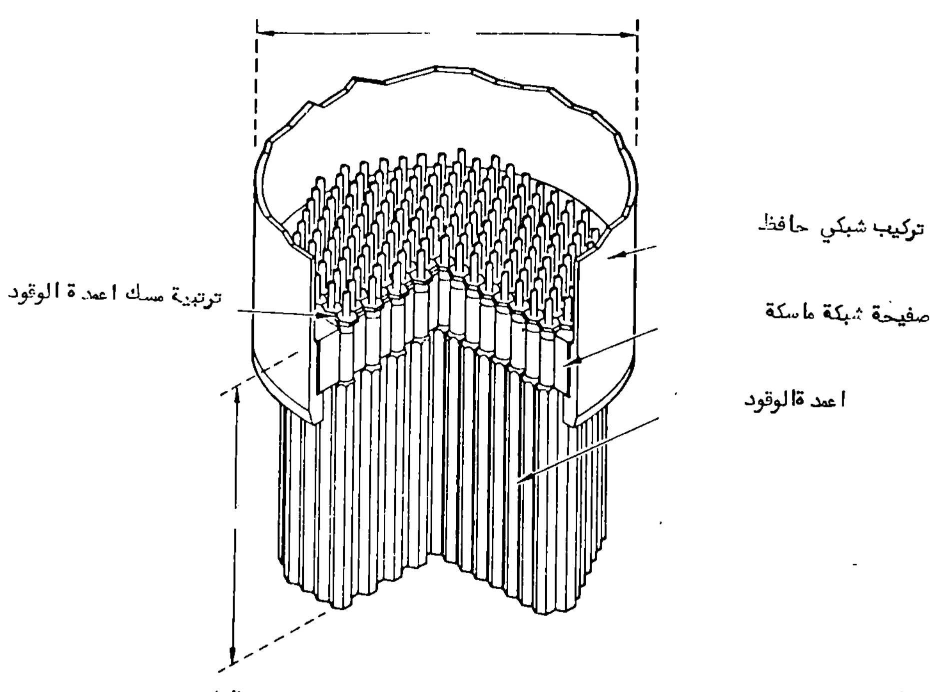
جدول رقم (١٣ - ٣)
مقارنة بين مواصفات المفاعلات السريعة المولدة المبردة بالغاز وبالمعادن المنصهرة

	GCFR	LMFBR
القدرة الحرارية (ميكا واط حرارة)	٨٣٠	٩٧٥
القدرة الكهربائية (كميكا واط) (صافي)	٣٠٠	٣٥٠
النسبة المئوي لكفاءة المنظومة	٪٣٦	٪٣٦
نوع الوقود	خليط اكاسيد	خليط اكاسيد
نوع التبريد الاولي	غاز الهليوم	الصوديوم
مائع التبريد الثانوي	بخار / ماء	بخار / ماء
مائع التبريد الوسطي	لايوجد	لايوجد
درجة حرارة المائع الداخل لقلب المفاعل (ف)	٦١٣	٧٢٠
درجة حرارة المائع الخارج من القلب (ف)	١٠٢٢	٩٨٠
قطر عمود الوقود (سم)	٠,٧٢٦	٥٨٤و٠
سمك غلاف عمود الوقود (سم)	٠,٠٤٨٢٦	٠,٠٣٨١
مادة الغلاف والقنوات	حديد مقاوم للصدأ	حديد مقاوم للصدأ
ارتفاع قلب المفاعل (٣)	٠,٩١٥٧	٠,٩١٤٤
عدد الاعمدة في حاوية الوقود	٢٧٠	٢١٧
عدد حاويات الوقود والسيطرة	١١٨	١٩٨
متوسط كثافة القدرة (كيلو واط / لتر)	٢٤٠	٣٥٠
قمة احتراق الوقود (ميكا واط يوم/١٠٠٠كغم)	١٠٠٠٠٠	٨٠٠٠٠
قمة كثافة القدرة الخطية (كيلوواط/٣٠سنة)	١٢,٥	١٥,٥
اعلى درجة حرارة يصلها غلاف الوقود (ف)	١٢٦٨	١٢١٥
زمن المكوث، اقصى طاقة (يوم)	٧٥٠	(القمة) ٣٦٧ (المعدل) ٥٠٦
قمة السيل النيوتروني (نيوترون / سم٢. ثا)	٦×١٠١٥	٨×١٠١٥
السيطرة على الغازات المنبعثة عن الانشطار	تطرح عن طريق منظومة سيطرة ومساواة الضغط	بواسطة مسافات بين اعمدة الوقود

	الغلاف الخارجي للقلب	
المواد المخصبة	ThO_2	UO2
العدد	١٤٧	١٥٠
عدد الاعمدة في الحاوية الواحدة	١٢٦	٦١
نسبة التوليد	١,٤	١,١٥

ان استخدام الثوريوم في الغلاف الخارجي يؤدي الى تكون كميات اضافية من اليورانيوم - ٢٣٣ والتي يمكن ان تستخدم في المفاعلات الحرارية ذات نسبة التوليد العالية، كما هي الحال في مفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز HTGR.

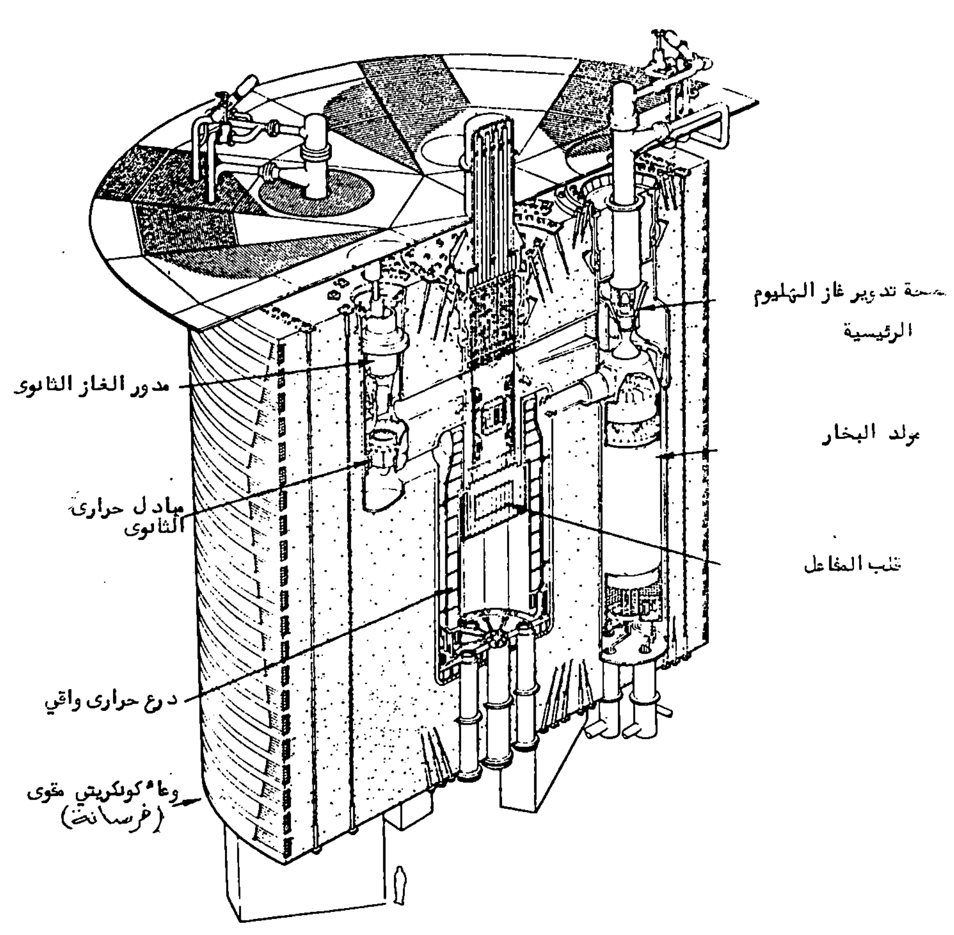
نلاحظ من الجدول (١٣ - ٣) ان مفاعلات التوليد المبردة بالغاز تتميز بنسبة اعلى للتوليد من المفاعلات المبردة بالمعادن المنصهرة. ان هذا يعزى جزئيا الى حقيقة ان غاز الهيليوم لايمتص النيوترونات بكميات كبيرة وكذلك لايهدؤها الى حدود واطئة من مستوى الطاقة وذلك بسبب قلة كثافة غاز الهيليوم بالمقارنة مع كثافة عنصر الصوديوم المستخدم كمعدن منصهر. ان هذا يسمح ايضا بان يكون تركيب قلب المفاعل مفتوحا قليلاً مما يسهل عملية نقل وتحويل الوقود وحاوياته التي قد تنبعج بسبب شدة النشاط الاشعاعي الذي يولد الحرارة داخل منظومات الوقود، وهذا لايستدعي تعقيدات كبيرة في مكائن نقل الوقود وتحويله داخل الوعاء. بالرغم من ذلك فان حجم قلب هذا النوع من المفاعلات ليس باكبر من ذلك بالنسبة للمفاعلات المبردة بالمعادن المنصهرة ان المظهر العام لقلب المفاعل المبرد بالغاز مبين في الشكل (١٣ - ٧).



(١٣ - ٧) مخطط لقلب مفاعل توليد سريع مبرد بالغاز

يمثل الشكل (١٣ ـ ٨) مايحتويه وعاء الخرسانة والذي لايحتل قلب المفاعل سوى الجزء الضئيل منه. ان هذا النوع من قلب المفاعل تكون فيه كثافة الطاقة المتحررة عالية جدا، لذلك وجب اتخاذ الاحتياطات اللازمة لتأمين قيام غاز الهيليوم بتبريد قلب المفاعل. ان الحالة هنا تختلف عن تلك التي يستخدم فيها الصوديوم حيث لاتحدث خسارة في الصوديوم حتى اذا فقد الضغط حيث يتم فقدان غاز الهيليوم في ظروف مماثلة مما يدعو الى وجوب توفير ضغط عالٍ. ان كتلة قلب مفاعل درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز تكون كبيرة جدا بالمقارنة مع المفاعلات الاخرى لذلك فان فقدان الغاز لفترة طويلة قد يسبب تلفاً للوقود. لذلك فان التصميم لوعاء المفاعل يجب ان يكون بشكل لايسمح لتسرب الغاز منه بكميات كبيرة.

بالاضافة الى ذلك فان اعمدة الوقود تستخدم سطوحاً خشبية ملامسة لمائع التبريد وذلك لتحسين قابلية الانتقال الحراري.



الشكل (١٣ ـ ٨) مخطط يوضح محتويات الوعاء الكونكريتي المقوي لمفاعل التوليد السريع المبرد بالغاز

ان استخدام الهيليوم كمادة للتبريد يزيل في الواقع خطر استخدام معدن الصوديوم، كما تنتفي

الحاجة الى دورة تبريد وسطية بالاضافة الى ان الهيليوم يعتبر شفافاً (لايعيق) بالنسبة الى النيوترونات وبذلك فهو لايحدث تغييراً في الفاعلية (كما هي الحال في استخدام الصوديوم حيث يمكن ان تتغير الفاعلية بسبب الفقاعات في مائع التبريد). ومن ناحية اخرى فان هناك كمية كبيرة من الصوديوم تحيط بقلب المفاعل والتي لها القابلية على امتصاص كمية من الحرارة المتولدة مما يجعل مسألة استمرارية ضخ الصوديوم مسألة غير حرجة لان تيارات النقل الذاتية (الحمل) يكون لابأس به. اما في حالة التبريد بالغاز فيجب ان يكون التبريد دائما بالضخ المستمر لمنع ... درجات الحرارة.

... المتحدة وضعت شركة جنرال اتوميك General atomic مسألة تطوير مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالغاز ضمن برامجها ولكن لايوجد نموذج يعمل لحد الان لكن الفحص العام لاختيار نوع المفاعل الملائم يتضمن النظر في هذا النوع من المفاعلات.

Standards: The Power Generation Case," U.S. EPA report PB-259-876 (March 1975) (NTIS).

Estimates nuclear material flows and environmental releases for various electrical generating systems, including the LMFBR.

Pigford, T. H., and Ang, K. P., "The Plutonium Fuel Cycles," *Health Physics*, vol. 29, p. 451 (1975).

Calculates the flow of nuclear material for a number of plutonium fuel cycles, including the LMFBR.

"Preapplication Safety Evaluation of the GCFBR," U.S. AEC (licensing project No. 456; August 1, 1974).

Evaluation of the safety aspects of the GCFR, based on preliminary information supplied by General Atomic Company.

Seaborg, G. T., and Bloom, J. L., "Fast Breeder Reactors," *Scientific American*, vol. 223, p. 13 (November 1970).

Describes LMFBRs and GCFRs.

Seghal, B. R., Lin, C. L., and Naser, J., "Performance of Various Thorium Fuel Cycles in LMFBRs," Electric Power Research Institute, *EPRI Journal*, vol. 2, p. 40 (September 1977).

Calculates input and output of nuclear materials to and from LMFBRs operated on thorium cycles.

Vendryes, G. A., "Superphenix: A Full-Scale Breeder Reactor," *Scientific American*, vol. 236, p. 26 (March 1977).

Elementary description of the next generation of the French LMFBR.

WASH-1089. "An Evaluation of Gas-Cooled Fast Reactors," U.S. AEC report WASH-1089 (1969) (NTIS).

An early AEC evaluation of gas-cooled fast reactors.

WASH-1102. "LMFBR Program Plan, Element 2, Plant Design," 2nd ed., U.S. AEC report WASH-1102 (December 1973) (NTIS).

Describes design of liquid metal fast breeder reactors.

Bibliography — Chapter Thirteen

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

Chang, Y. I., et al., "Alternate Fuel Cycle Options: Performance Characteristics and Impact on Nuclear Power Growth Potential," Argonne National Laboratory report ANL-77-70 (September 1977) (NTIS).

Includes calculations for LMFBRs operating on various fuel cycles, including those utilizing thorium.

CONF-740501. "Gas-Cooled Reactors: HTGR's and GCFBR's," topical conference, Gatlinburg, May 7, 1974 (NTIS).

Technical papers on gas-cooled reactors, including the gas-cooled fast breeder.

EPRI NP-142. "Development Status and Operational Features of the High Temperature Gas-Cooled Reactor," Electric Power Research Institute report EPRI NP-142 (April 1976) (NTIS).

Includes a brief summary of the status of the gas-cooled fast breeder reactor.

ERDA-1. "Report of the Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program Review Group," U.S. ERDA report ERDA-1 (January 1975) (NTIS).

Reviews the need for the LMFBR and the progress of the program as of late 1974.

ERDA-1535. "Final Environmental Statement, Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program," 3 vols., U.S. ERDA report ERDA-1535 (December 1975), with "Proposed Final Environmental Statement," 7 vols., U.S. AEC report WASH-1535 (December 1974) (NTIS).

Considers environmental aspects of liquid metal fast breeder reactors.

ERDA-76-107. "Advanced Nuclear Reactors," U.S. ERDA report ERDA-76-107 (May 1976) (NTIS).

A very brief introduction to the advanced reactors being considered by ERDA during 1976.

"Gas-Cooled Fast Breeder Reactor, Preliminary Safety Information Document," General Atomic Company submission to the Atomic Energy Commission (Directorate of Licensing) (as amended June 1974).

Safety description of the GCFR, comparable to the safety Analysis Report ordinarily submitted in licensing applications.

Kasten, P. R., et al., "Assessment of the Thorium Cycles in Power Reactors," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-TM-5565 (January 1977) (NTIS).

Evaluates the potential of thorium fuel cycles.

Metz, W. D., "European Breeders (I): France Leads the Way," *Science*, vol. 190, p. 1279 (1975); "European Breeders (II): The Nuclear Parts Are Not the Problem," *Science*, vol. 191, p. 368 (1976); "European Breeders (III): Fuels and Fuel Cycles are Keys to Economy," *Science*, vol. 191, p. 551 (1976).

Describes the European efforts to build liquid metal fast breeder reactors.

Pigford, T. H., et al., "Fuel Cycles for Electric Power Generation," Teknekron report EEED 101 (January 1973, rev. March 1975), part of "Comprehensive

الفصل الرابع عشر

المفاعلات الحرارية المتطورة
اقتصادية دورة وقود اليورانيوم - الثوريوم

الفصل الرابع عشر

المفاعلات الحرارية المتطورة

اقتصادية دورة وقود اليورانيوم - الثوريوم

ان دورة وقود البلوتونيوم ـ اليورانيوم كما هي مستخدمة في المفاعلات الحرارية لها تحديدات شديدة. كما تبين خلال هذا الكتاب فان البلوتونيوم ـ ٢٣٩ هو ناتج عن اقتناص نيوترون من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٨ وهي بذلك لاتولد نيوترونات باعداد كافية من تفاعلات الانشطار الناتجة عن تفاعل النيوترونات الحرارية لكي تصل الى حالة التوازن، اي ان كمية البلوتونيوم المنتجة اقل من تلك التي احترقت اثناء التشغيل. من المعروف عمليا ان نسبة توليد بحدود ٠,٦ يمكن ان يتم الحصول عليها في المفاعلات التجارية الاعتيادية. ان كافة المحاولات التي تهدف الى رفع نسبة التحويل لابد وان تضع شروطاً قاسية وتحديدات على اقتصادية النيوترونات والتي اغلبها صعبة التحقيق.

ان بعض المحاولات على سبيل المثال هي توظيف كميات من الماء الثقيل حيث يعمل الديتيريوم على احداث تغيير في طيف النيوترونات مما يؤدي الى رفع قيمة نسبة التحويل. ان السيطرة على المفاعل، التي تتم من خلال استخدام التغيير في طيف النيوترونات والتي يحدثها الديتيريوم، تبرز فاعليتها ليس من خلال ضعف قابلية الديتيريوم على امتصاص النيوترونات ولكن بشكل رئيس الى تقليل التهدئة وبذلك يكون هناك عدد اكبر من النيوترونات السريعة التي تقتنص من قبل اليورانيوم ـ ٢٣٨ او الثوريوم ـ ٢٣٢ مولدة البلوتونيوم ـ ٢٣٩ او اليورانيوم ـ ٢٣٣. ان مفاعلات الماء الثقيل تستخدم كميات اكبر من الماء لاغراض التبريد بالمقارنة مع مفاعلات الماء الخفيف وبذلك فان نسبة التهدئة للكميات القليلة من الماء الثقيل ستكون اقل وذلك لان الديتيريوم لايهدىء بصورة فعالة كما يفعل الهيدروجين الخفيف. وكنتيجة لذلك فان النيوترونات لاتفقد عن طريق امتصاصها من قبل المنظمات السمية (المثبطات) مثل البورون.

مما تجدر الاشارة اليه هنا فان منظورا مماثلاً يمكن ان يسري على مفاعلات التوليد التي تستخدم الماء الخفيف والتي ستتم مناقشتها في هذا الفصل من الكتاب حيث يتم تقليل نسبة النيوترونات التي تمتص من قبل المواد السمية عن طريق اجراء تحوير في التركيب الهندسي للمفاعل وليس عن طريق تغيير في المهدىء حيث يتم اجراء التغيير في ميزان عدد النيوترونات الانشطارية والنيوترونات الممتصة. ان النقطة الاساسية هي ان مفاعلات التوليد التي تستخدم الماء الخفيف تعتمد دورة وقود الثوريوم ـ اليورانيوم حيث ان هذا هو نوع المفاعلات التي سيتم التركيز عليها في هذا الفصل. لقد تم مناقشة اقتصادية النيوترونات لدورة الوقود هذه في الفصل العاشر وكذلك في الملحق (حـ)، كما سيتم التطرق الى بعض الطرق المستخدمة في تحسين استغلال النيوترونات في المفاعلات الحرارية.

ان استخدام الثوريوم واليورانيوم ـ ٢٣٣ يعتبر خطوة رئيسية في تحسين استغلال النيوترونات. لقد بدأت محاولات لدراسة امكانية استخدام دورة الوقود هذه في مفاعلات الماء الخفيف التي تعمل

الآن وفي المستقبل، حيث ان مفاعلات التوليد التي تستخدم الماء الخفيف LWBR تعتبر اكثر تطورا من مفاعلات الماء الخفيف الاعتيادية (الحرارية) LWR من حيث استغلال النيوترونات بالشكل الامثل لغرض الحصول على حالة تقارب حالة التوليد. ان مفاعلات الكاندو التي تستخدم الماء الثقيل هي ايضا يمكن اعادة النظر فيها من حيث امكانية استخدام دورة اليورانيوم ـ الثوريوم فيها وهذه الفكرة التي تراود اذهان المصنعين في كندا منذ زمن بعيد، وهي في الحقيقة اقرب الى ان تصل الى حدود التوليد من مفاعلات الماء الخفيف. ان مفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز قد تم تصنيعها اساسا معتمدة على دورة وقود الثوريوم (وقد تم سحبها بعدئذ). كما تبين مؤخرا ان هناك اهتمامات متعددة في استخدام انواع مختلفة من الوقود لمفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز HTGR والتي تبين في ان اكثرها كفاءة هي تلك التي تستخدم الثوريوم في وقودها. واخيرا فان النوع الاكثر تطورا من المفاعلات الحرارية من حيث استغلال اليورانيوم هو مفاعل التوليد المبّرد بالاملاح المنصهرة MSBR والذي يعتقد في ان له قابلية على التوليد ولكن لم يتم العمل على تصنيعه لحد الآن.

ان هذا الفصل يركز على المفاعلات الحرارية التي لها كفاءة عالية في استغلال اليورانيوم بصورة مثلى والتي تحتاج الى اعادة معاملة لوقودها لاستخلاص المواد الانشطارية من الوقود المحترق. ان امكانية تحسين كفاءة استغلال اليورانيوم بدون اعادة معاملة الوقود قد تم التطرق اليها في الفصل الثاني عشر من هذا الكتاب حيث تم مناقشة هذا الموضوع مع وسائل التقليل من امكانية الاستفادة من اعادة معاملة الوقود للاغراض العسكرية.

اقتصادية النيوترونات للمفاعلات الحرارية

ان مناقشة انواع المفاعلات يجب ان تأخذ بنظر الاعتبار الوسائل العديدة لتحسين نسبة التوليد في الوقود الصلب. (ان بعض هذه الوسائل قد تفيد في المفاعلات المبردة بالاملاح المنصهرة). كما نعلم فان نسبة التوليد تتحكم فيها حالة الموازنة بين النيوترونات المتصة من قبل المواد الانشطارية والخصبة والمواد الاخرى الموجودة في المفاعل وعلى سبيل المثال نذكر منظمات السيطرة (المثبطات) على فعالية المفاعل والتي تدخل بضمنها المواد السمية (المواد التي لها القابلية العالية على امتصاص النيوترونات). ان تغيير نسبة التوليد يخضع الى احداث تغيير في طيف طاقة النيوترونات او تغيير عدد النيوترونات المتوفرة.

في مقدمة هذه الامور يمكن زيادة عدد النيوترونات المتوفرة في المفاعل باعتماد دورة وقود الثوريوم ـ اليورانيوم بدلا من البلوتونيوم ـ اليورانيوم وذلك يرجع بصورة رئيسية الى ان عدد النيوترونات المتولدة نتيجة امتصاص نيوترون حراري واحد يكون اكبر بالنسبة لليورانيوم ـ ٢٣٣ منه للبلوتونيوم ـ ٢٣٩. (ولتوخي الدقة يجب ان يتم اجراء موازنة تفصيلية لعدد النيوترونات لكل حالة). وكنتيجة لذلك فان ادخال او استخدام الثوريوم في مفاعل يستخدم اليورانيوم سيؤدي الى التقليل من الحاجة الى كميات كبيرة من المواد الانشطارية فيما اذا تمت المقارنة كاملة بين دورتي الوقود.

هناك طرق اخرى متعددة نستطيع بواسطتها التقليل من احتمالات امتصاص النيوترونات بقنوات غير مفيدة.

ان احد هذه الطرق هو اختبار مهدىء للنيوترونات يمتص كميات اقل من النيوترونات مثل الماء الثقيل بدلاً من الماء الخفيف (الاعتيادي). كما هو واضح من الجدول (٥ ـ ٢) فان اكبر احتمال لاختزال كمية الهدر في عدد النيوترونات الممتصة بتفاعلات غير مفيدة في مفاعلات الماء الخفيف هو باستخدام كميات اقل من السموم المستخدمة لاغراض السيطرة. ان هذه العملية قد تكون السبب الرئيسي المؤدي الى رفع نسبة التحويل في مفاعلات الكاندو بالمقارنة مع مفاعلات الماء الخفيف. ان هذه الميزة الايجابية لمفاعلات الكاندو تتحقق من خلال توفير امكانية استبدال الوقود المحترق اثناء التشغيل. ذلك يؤدي الى التقليل من تواجد السموم لاغراض السيطرة بسبب عدم تغيير فعالية المفاعل كما هي الحال في مفاعلات الماء الخفيف حيث تتغير الفعالية عند استهلاك كمية المادة الانشطارية واثناء فترات التحميل.

كما تم ذكره سابقا فان هناك طريقتين اخريين يمكن من خلالهما التقليل من كميات السموم المستخدمة لاغراض السيطرة وهما باستخدام مواد تؤدي الى تغيير الطيف النيوتروني وكذلك احداث تغيير في الترتيب الهندسي كما هي عليه الحال في مفاعلات التوليد المبردة بالماء الخفيف LWBR . ان كلا هذين الطريقين يؤديان الى احداث خلل في الموازنة بين كمية النيوترونات الممتصة من قبل المواد الانشطارية والخصبة وينتج عن هذا الخلل تعويض التغيير الذي يحصل في فعالية المفاعل اثناء دورة اعادة تحميل الوقود.

ان الثوريوم هو المادة الخصبة التي تستخدم في اغلب انواع المفاعلات التي سيتم الحديث عنها بالرغم من ان اليورانيوم ـ ٢٣٨ يستخدم كمادة خصبة احيانا. بالاضافة الى ماتقدم فان هناك طرقا اخرى يمكن ان تستخدم للتقليل من كمية النيوترونات التي تمتص خلال تفاعلات غير مفيدة.

ان الثوريوم يمتص عددا اكبر من النيوترونات مما يمتصه اليورانيوم ـ ٢٣٨ وبذلك تبرز هنا مسألة وجوب زيادة كمية المادة الانشطارية اثناء تحميل وقود المفاعل للحصول على كتلة حرجة اكبر مما لو استخدم اليورانيوم ـ ٢٣٨. وبزيادة نسبة التحويل المتأتية عن اجراء التغيير في الترتيب الهندسي للوقود فان ذلك يؤدي الى زيادة كمية المادة الانشطارية الواجب توفرها للوصول الى حالة تشغيل مستقرة. وبذلك فان الكلفة الرئيسية للوقود سوف تكون بسبب التشغيل الاولي لحين الوصول الى حالة الموازنة الذاتية (الاكتفائية) (التي عندها تكون نسبة التحويل = ١)، اي ان اكبر كمية من الاستهلاك للمواد الانشطارية تكون في بداية التشغيل. ان هذه الطرق في استخدام المواد الخصبة قد تبدو مكلفة بالنسبة لاقتصاديات الوقت الحاضر، ولكن المردود الايجابي يبدو واضحا من خلال استثمار الموارد الطبيعية لليورانيوم والمواد الخصبة وبذلك فان الصناعة النووية لابد من ان تدفع في الاتجاه الذي يدعو الى استغلال الموارد الطبيعية واستخلاص المواد المفيدة وبكفاءة لما لها من اهمية.

وقود الثوريوم في مفاعلات الماء الخفيف

بالرغم من ان مفاعلات الماء الخفيف تستخدم وقود اليورانيوم ـ البلوتونيوم المخصب بنسبة قليلة

ولكن يبدو واضحا امكانية استخدام الثوريوم ـ اليورانيوم كوقود بديل وبنفس الظروف. اذا اخذنا بنظر الاعتبار اختلاف وتعدد تكنولوجيا مفاعلات الماء الخفيف فان ذلك سيؤدي الى امكانية تحقيق تكنولوجيا متطورة تستطيع استثمار اليورانيوم بطرق امثل. ان هذا يمكن ان ينعكس من خلال امكانية بناء مفاعلات جديدة او تحوير الموجودة منها حاليا لتحقيق هذا الغرض. ان الخيار الثاني لاجراء تحوير يبدو اسهل خصوصا وان التغيير الاساسي يتطلب تغيير تركيب الوقود نفسه. ان الحسابات الاولية تبين ان احسن اداء لمفاعلات الضغط العالي PWR التي تستخدم وقود الثوريوم ـ اليورانيوم يمكن الحصول عليه من خلال تحميل المفاعل بالثوريوم مع اليورانيوم المخصب بنسب عالية وحتى اليورانيوم ـ ٢٣٣ المكرر من اعادة معاملة الوقود. ان متطلبات حالة الاستقرار بالنسبة الى مفاعل بقدرة ١٠٠٠ ميكاواط ـ كهرباء (بكفاءة تقدر بحوالي ٧٥٪) تقدر بحوالي ٩٠ الف كيلو غرام من مادة U_3O_8 في السنة. (ان هذه الكمية تبدو مساوية لما تحتاجه مفاعلات درجات الحرارة العالية). تبدو الحاجة اعظم في بداية تشغيل المفاعل مما يزيد في الحاجة الى الوقود بحيث تصبح الكمية التي يحتاجها المفاعل طيلة فترة عمره التشغيلية تقرب من ٣,٥ مليون كيلوغرام والتي تبدو احسن من ٤ ملايين كيلوغرام التي يحتاجها المفاعل في حالة اعتماده دورة وقود البلوتونيوم ـ اليورانيوم. ان ذلك يفترض ان احتراق الوقود وفترته الزمنية مشابهة الى مفاعلات الماء المضغوط. ان نسبة التحويل تبدو مقاربة الى ٠,٧٥ والتي تبدو اعلى من مفاعلات الماء الخفيف.

ان التغيرات في التصاميم والوقود قد تقود الى تحسينات في جوانب متعددة. وإحدى هذه التغيرات قد تكون التقليل من نسبة مائع التبريد الى كمية الوقود والتي بدورها تقلل من كمية النيوترونات التي تمتص من قبل الماء. ان ذلك كما يبدو يقود الى التقليل من كمية الوقود التي يحتاجها المفاعل سنويا والتي تقدر بحوالي ١٥٪ والذي يكون مقرونا بزيادة الاستهلاك في بداية التشغيل. ان دورة الوقود ذات الاحتراق القليل تسهم ايضا في التقليل من الاستهلاك وذلك بتقليل فعالية المفاعل وتقليلها بواسطة المواد السمية المسيطرة (المثبطات).

كما في المفاعلات التي تستخدم البلوتونيوم ـ اليورانيوم كوقود، فان كمية النيوترونات التي تتم خسارتها الى السموم يمكن التقليل منها بصورة كبيرة وذلك بالاعتماد على منظمات الطيف النيوتروني. ان هذا المفهوم لم تتم مناقشته بالتفصيل ولكن يبدو بالامكان الحصول على نسبة تحويل بحدود ٠,٨ ـ ٠,٩ فيما اذا استخدم بحدود ٥٠ الف كيلوغرام من U_3O_8 سنويا. ان هذه النسبة تقرب من الوصول الى حالة التوازن الاكتفائي. ان الخطوة التالية تبدو مناقشة مفاعلات التوليد المبردة بالماء الخفيف LWBR والتي يمكن ان تصل فيها نسبة التحويل الى الواحد الصحيح.

مفاعلات التوليد المبردة بالماء الخفيف LWBR

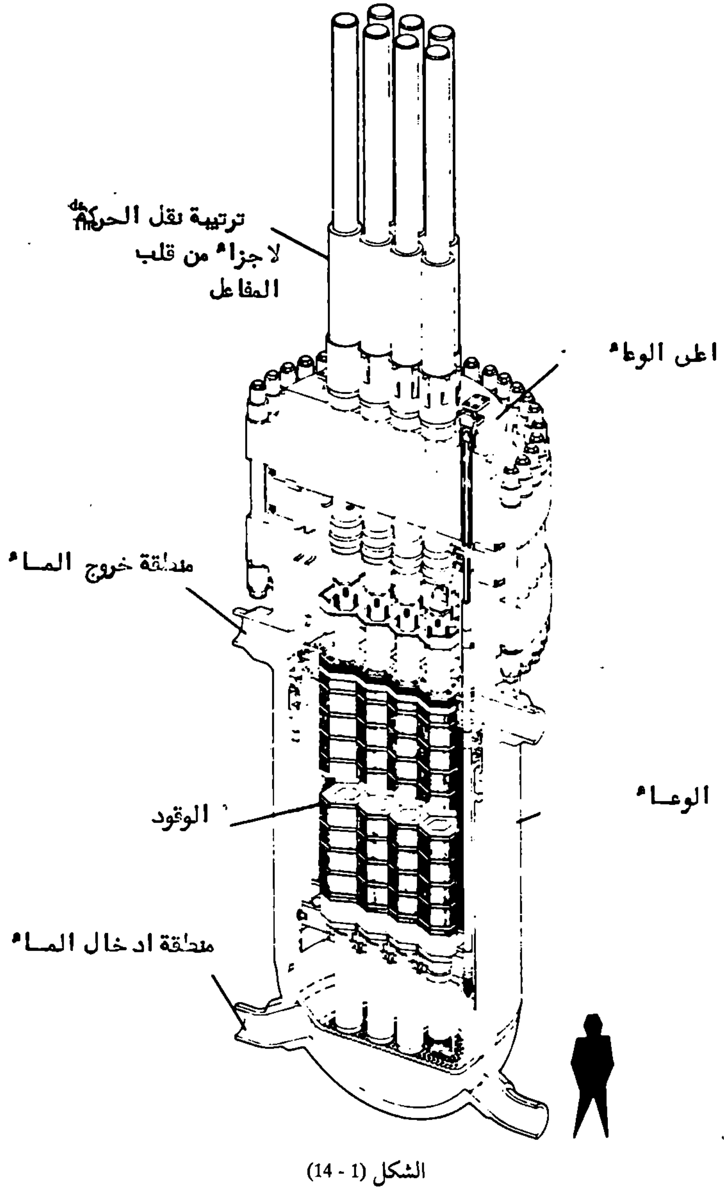
ان مفاعلات التوليد المبردة بالماء الخفيف LWBR تحظى ببعض الاهتمام في الوقت الحاضر بهدف تطوير هذا البرنامج الذي يعتمد على مفاعلات الماء المضغوط التي تستخدم دورة وقود الثوريوم ـ اليورانيوم كما تم التطرق اليه سابقا. ان الميزة الواضحة لمفاعلات التوليد المبردة بالماء الخفيف بالاضافة الى اعتمادها على دورة وقود الثوريوم، هي تميزها بقلة وجود السموم التي تعمل

كمنظم لفعالية المفاعل. بالرغم من ان هذه المفاعلات تمتلك منظومة اسناد تستخدم البورون في حالات الضرورة التي تستدعي ايقاف المفاعل الفجائي ولكنها لاتستخدم البورون في حالات التشغيل والسيطرة الاعتيادية. ان نظام السيطرة على فعالية المفاعل في هذه المنظومات يعتمد على مبدأ حركة الوقود الاكثر تخصيباً داخل او خارج حيز قلب المفاعل حيث ان لذلك مردوداً مباشرا ينعكس من خلال كمية الوقود الانشطاري الذي يدفع به لاحداث تفاعلات انشطارية وبذلك يتغير معامل زيادة عدد النيوترونات وكذلك احداث تغيير في التوزيع الهندسي داخل قلب المفاعل. ان هذا النظام في السيطرة يمنع من احداث خسارة في اية كمية من النيوترونات قد تذهب من خلال امتصاصها من قبل السموم، ولذلك لم تستخدم لاغراض السيطرة المواد السمية المعروفة. ان سحب الوقود العالي التخصيب (حوالي ٦٪) خارج حيز قلب المفاعل يقوم بالسيطرة على نسبة تفاعلات الانشطار الى تفاعلات التحويل وبذلك تصبح العملية ممكنة في ان تستخدم لغرض الموازنة في الحصول على معامل زيادة في عدد النيوترونات مساويا الى الواحد وهو الشرط اللازم للحصول على مفاعل مستمر التشغيل وبقدرة ثابتة Constant Power. وبصورة عامة، فأن قلب مفاعلات التوليد المبردة بالماء الخفيف يتميز بتصميم امثل مما تمت مناقشته اعلاه كمنظومة محورة عن مفاعل الماء المضغوط.

يمثل الشكل (٤ ـ ١) مخططا لمفاعل تجريبي من مفاعلات الضغط العالي PWR ومحور بشكل لكي يسمح بأختيار مفاعل توليد مبرد بالماء الخفيف والتي في جوهرها ما هي الا مفاعلات ضغط عالٍ اجري تحوير معين على قلبها لغرض الحصول على نسبة تحويل تقرب من الواحد. ان من جملة التغييرات التي تجرى على وعاء مفاعل الماء المضغوط وبصورة رئيسية هي تغيير قلب المفاعل وغطاء وعاء المفاعل (Vessel head) بالأضافة الى منظومة السيطرة. لاحظ في الشكل (١٤ ـ ١) المعدات الكبيرة التي تنقل مناطق البذرة (اي التخفيف العالي). وهذه المعدات ترفع مناطق البذرة الى قلب المفاعل لرفع قيمة معامل الزيادة.

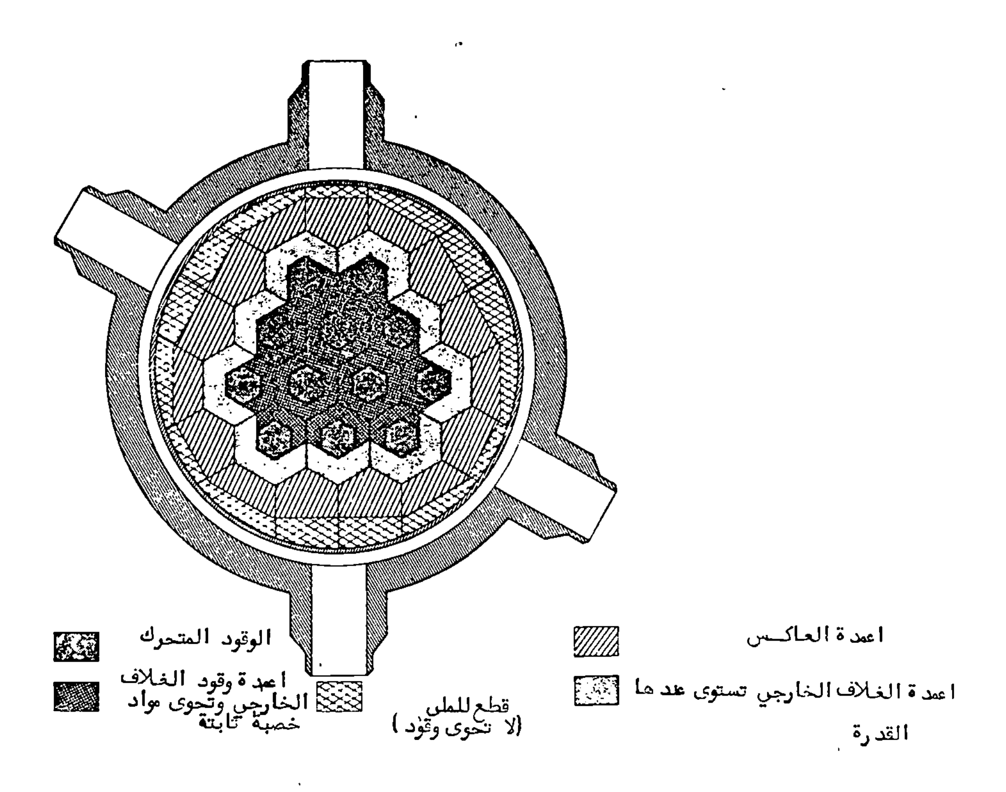
لاتختلف حاويات الوقود اختلافا جوهريا عن تلك التي تستخدم في مفاعلات الماء الخفيف التي تستعمل اكاسيد اليورانيوم الاسطوانية الشكل وبهيئة مادة سيراميكية محاطة بأغلفة من سبائك الزركونيوم والتي تمتاز بعدم امتصاصها الى اعداد كبيرة من النيوترونات. ان اعمدة الوقود تحتوي عدة انواع من خليط الاكاسيد اعتمادا على موقعها في قلب المفاعل وكما موضح في الشكل (١٤ ـ ٢). ان مناطق الوقود الاكثر تخصيباً ومناطق الغلاف الخارجي blankjet تحتوي في البداية خليطاً من اليورانيوم والثوريوم Tho_2 , $^{233}Uo_2$، حيث ان التخصيب العالي يكون بحدود ٦٪ يورانيوم ومادة الغلاف تكون بحدود ٣٪. ان منطقة العاكس (مشابهة الى منطقة الغلاف الخارجي في مفاعلات التوليد السريعة) مكونة من الثوريوم والذي يتم تحويل جزء منه اثناء التشغيل الى يورانيوم. هناك توقع في ان هذا التشكيل يمكن ان يدخل مجال التوليد ولو ان هناك احتمالاً في ان معدل التحويل يكون بطيئاً وبنسبة تحويل تزيد عن الواحد الصحيح بقليل.

ان التشابه كبير مع مفاعلات الكاندو التي تستخدم الثوريوم فالحصول على نسبة تحويل عالية او الوصول الى حدود التوليد (والتي عندها يحتوي قلب المفاعل بصورة اساسية على اليورانيوم ـ ٢٣٣ و الثوريوم ـ ٢٣٢) يحتاج الى مفاعلات او منظومات ماقبل التوليد والتي يتم بواسطتها توليد اليورانيوم ـ ٢٣٣. في حالة مفاعلات التوليد التجارية التي تستخدم الماء الخفيف فأن هذه المتطلبات



الشكل (1 - 14)

مقطع في وعاء مفاعل توليد يستخدم الماء الخفيف ويبين فيه قلب المفاعل



الشكل (2 - 14)
مخطط لمقطع عرضي لمفاعل توليد يستخدم الماء الخفيف

يمكن الايفاء بها بأستخدام خليط من الثوريوم واليورانيوم المخصب باليورانيوم ـ ٢٣٥ لتوليد اليورانيوم ـ ٢٣٣ . ان الوصول الى مرحلة التوليد يتطلب استثمار كلي يقارب ٢ مليون كيلوغرام من U_3O_8 لمفاعل بقدرة ١٠٠٠ ميكاواط والتي يستخدم فيها اليورانيوم ـ ٢٣٣ المتولد كوقود لمفاعل التوليد الذي يستخدم الماء الخفيف وقد يمكن القول انه يكفي لتزويد مفاعل التوليد بالوقود ولفترة طويلة جدا (انظر الفصل العاشر).

مفاعلات الماء الثقيل المتطورة

هناك طرق عديدة يمكن بواسطتها استخدام الماء الثقيل كمهدىء في المفاعل. ان الطاقة الذرية الكندية تنتج نوعا واحدا من مفاعلات الضغط العالي الذي يستخدم الماء الثقيل لاغراض التبريد وتقوم المؤسسات النووية البريطانية باستخدام الماء الثقيل في بعض مولدات البخار في المفاعلات التي تحوي وعاء للمهدىء كما في حالة الكاندو مع الفارق في كون الوقود فيها بشكل عمودي وممتلأة بالماء الخفيف الذي يصل الى درجة الغليان. وبذلك يمكن القول ان مفاعل الماء الثقيل المولد للبخار SGHWR ليس الا مفاعلا مبردا بالماء المغلي ويستخدم الماء الثقيل كمهدىء. ان هـذا النوع من المفاعلات لم يصل لحد الأن الى حيز الانتاج التجاري. في الحقيقة، فان الطاقة الذرية الكندية تعتقد ان الماء المغلي يمكن اعتباره احدى الخيارات التي يمكن استخدامهـا في مفاعـلات الكانـدو. ان الاحتمال الثالث لاستخدام مادة لاغراض التبريد، هي استخدام سـائل عضـوي بحيث يتميز بقابلية تحمل لدرجات الحرارة العالية وبذلك يزيد من الكفاءة الحرارية للمنظومة النووية. ولكن لايبدو من المحتمل ان تقوم الطاقة الذرية الكندية باعتماد وتطوير احدى هذه الطرق.

ان مايبدو واضحا في الافق هو احتمال بناء مفاعل كاندو معتمدا دورة وقود الثوريوم. ان هذا الخيار يوفر الكثير من الاستهلاك لليورانيوم. من حيث المبدأ، فان وقود الثوريوم يمكن ان يستخدم البلوتونيوم الموجود في وقود اليورانيوم المحترق او اليورانيوم ـ ٢٣٥ الموجود في اليورانيوم الطبيعي وذلك لاغراض التشغيل الاولي. لقد اتضح ان استخدام اليورانيوم الطبيعي لاغراض التشغيل هو الاختيار الاكثر كفاءة من ناحية استغلال الموارد الطبيعية.

لقد اصبح معروفا ان البلوتونيوم الموجود في الوقود المحترق لمفاعلات الكاندو يعتبر من المصادر الباهضة التكاليف وذلك بسبب عمليات اعادة معاملة الوقود التي تعتمد على استخلاص مانسبته ٢,٠ ـ ٣,٠٪ من البلوتونيوم الناتج عن العمليات الانشطارية. ان اليورانيوم سيكون منضباً من اليورانيوم ـ ٢٣٥ (بحدود ٢,٠٪) والذي هو مقارب الى تركيز الجزء المنضب في منظومات تخصيب اليورانيوم. اذا ماتم استخلاص البلوتونيوم من اعادة معاملة الوقود المحترق لمفاعلات الكانـدو واعيد استخدامه في نفس المفاعلات التي انتجته فان ذلك سوف يقلل الحاجة الى مصادر خارجية الى النصف وبذلك يصبح مفاعل الكاندو من اكثر المفاعلات الحرارية كفاءة من حيث استهلاك مصادر المواد الانشطارية المتوفرة. بالاضافة الى ذلك فان ارجاع البلوتونيوم الى المفاعلات المحملة بالثوريوم يسهم في زيادة رصيد اليورانيوم ـ ٢٣٣ والذي هو مادة مهمة. ولكن كما ذكرنا سابقا فان هذه المهمة تتطلب اعادة معاملة كميات كبيرة من الوقود والتي هي ذاتها عملية باهضة التكاليف.

ان الطرق الاكثر مباشرة لرفع رصيد اليورانيوم ـ ٢٣٣ يمكن ان يتم من خلال تحميل مفاعل الكاندو (المحمل بالثوريوم) باليورانيوم ـ ٢٣٥ المخصب بنسبة عـالية. لـذلك فـان هذا الخيـار يستوجب توفر منظومات تخصيب لليورانيوم، بالرغم من هذه المتطلبات فان هذا الطريق يعتبر اكثر اقتصادية من الطريق الذي يستخلص فيه البلوتونيوم بالاضافة الى التوفير وتقليل الطلب على ارصدة اليورانيوم في الطبيعة. ان الحدود القصوى للحاجة الى اليورانيوم عند الوصول الى حالة التوازن الاكتفـائي تبلغ بحدود ١,٥ مليـون كيلوغرام من U_3O_8 وهي الكميـة اللازمـة لـرفـع رصيـد اليورانيوم ـ ٢٣٣ في المنظومة التي تعمل بقدرة ١٠٠٠ ميكاواط. في حالة كون المفاعل يمتلك نسبة

تحويل قليلة فان احتياجه الاولي من اليورانيوم يكون اقل ولكن الحاجة تظهر بعد فترة من التشغيل مما يتطلب تحميل وقود اضافي خلال سنة التشغيل.

يبدو ان استخدام الثوريوم مع اعادة معاملة وتكرير لليورانيوم ـ ۲۳۳ يرفع نسبة التحويل مباشرة الى ۰,۸، وفيما اذا اتخذت بعض التدابير في التصميم فانها تسهم في رفع النسبة الى ۰,۹ كما وان اعادة معاملة الوقود بعد فترات قصيرة من التشغيل يؤدي الى تحقيق مبدأ التوازن الاكتفائي من خلال الوصول الى نسبة تحويل قيمتها واحد صحيح. ان الجدول (١٤ ـ ١) يبين القنوات التي تمتص خلالها ۲,۲٥ نيوترونات والتي تنتج عن امتصاص نيوترون واحد من قبل المادة الانشطارية وكذلك يمثل النسب لكل من هذه القنوات بالنسبة الى مفاعل يعمل بمقدار عالٍ من الاحتراق. ان استخدام الثوريوم واليورانيوم ـ ۲۳۳ يؤدي الى زيادة بسيطة في عدد النيوترونات المتولدة وبذلك ترتفع نسبة التحويل بمقدار بسيط ايضا. ان تقليل كمية الاحتراق الى حدود ١٠ الاف ميكاواط/ ١٠٠٠ كغم

جدول رقم (١٤ ـ ١)

التوزيع الاحصائي للنيوترونات في مفاعل الكاندو الذي يستخدم الثوريوم وبظروف احتراق عالي.

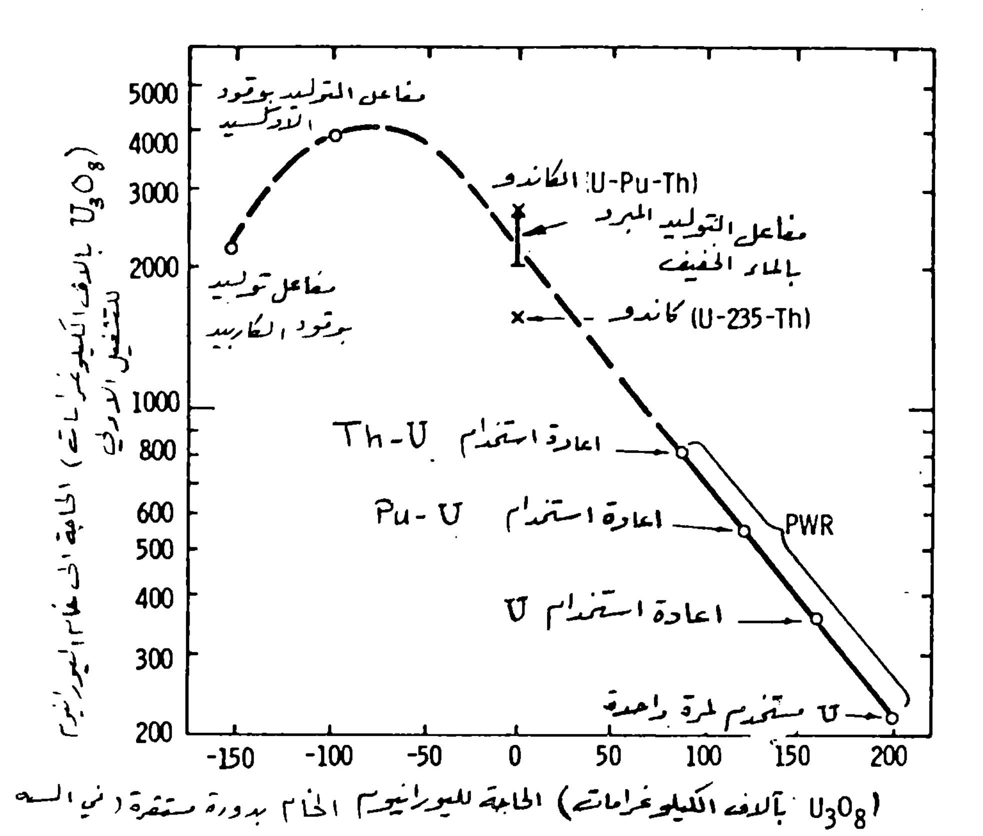
يفترض ان ۲,۲٥ نيوترون يتولد من امتصاص نيوترون انشطاري واحد ومصيره كالاتي:ـ

۰,۸۷	يقتنص من قبل المواد الخصبة لينتج مواد انشطارية ≡ نسبة التوليد
١	يمتص من قبل المواد الانشطارية
۰,۰۲	يمتص في الماء الثقيل
۰,۲٤	يمتص من قبل المواد الناتجة عن الانشطار والمواد التركيبية
۰,۰۹	يمتص من قبل المواد الاخرى والمثبطات المستخدمة للسيطرة
۰,۰۳	يفقد كخسارة نتيجة الهروب

۲,۲٥

والتي هي القيمة المقاربة لما هي عليه في مفاعلات الكاندو، يؤدي الى رفع نسبة التحويل الى حدود ١ وهي حالة التوازن الأكتفائي. ولكن كتلة الوقود التي تحتاج الى اعادة معاملة وتكرير في السنة تبلغ عدة اضعاف تلك التي يطرحها مفاعل الماء الخفيف LWR. (انظر الجدول ١١ ـ ١). ان النظرة الاقتصادية المثلى ترجح اقل استهلاك في كميات الوقود من مصادر الطبيعة والحصول على نسبة تحويل عالية مع تحمل التكاليف في اعادة معاملة الوقود. ربما يطرح السؤال ماذا ستكون كفاءة منظومة الكاندو والثوريوم فيما اذا استخدم اليورانيوم ـ ۲۳٥ بحدود تخصيب واطئة ولتكن بحدود ١٠ ـ ٢٠٪. بما ان معظم الوقود سيكون من الثوريوم فأنه يتوقع ان نسبة التحويل سوف تبقى عالية بالرغم من انها اوطأ بقليل مما لو كانت بدون اليورانيوم ـ ۲۳۸. في الحقيقة لم يتم التفكير على الصعيد العملي بهذا الاختيار.

في هذه الظروف نجد انه من الاهمية بمكان ان ينظر الى كيفية المقارنة بين الانواع العديدة من المنظومات التي تمت مناقشتها من حيث متطلبات التحميل السنوية والتحميل الاولي في بداية التشغيل والمنظور الى كميات الوقود اللازمة. ان الشكل (١٤ ـ ٣) يوضح هذه المعلومات بالنسبة الى مفاعل الكاندو في حالة توازن اكتفائي (نسبة تحويل = ١) ومستخدماً البلوتونيوم واليورانيوم ـ ٢٣٥ لاغراض التشغيل الاولي، كذلك يبين الشكل مقارنة مع مفاعل التوليد الذي يستخدم الماء الخفيف والذي يستخدم المعادن المنصهرة بنوعين من الوقود هما الاوكسيد والنوع الثاني هو الوقود المتطور والممثل بالكاربيد. ان المعلومات المتوفرة عن مفاعلات الضغط العالي تقتصر على تلك التي تستخدم الثوريوم بالاضافة الى الانواع الثلاثة المعروفة الاخرى التي تمت مناقشتها مسبقا في هذا الفصل. ان المنحني الذي تم ايصاله بين النقاط في الشكل (١٤ ـ ٣) لايمثل حالة فيزياوية معينة وانما رسم لغرض ايصال النقاط ببعضها. ان اغلب المعلومات التي بينت في هذا الشكل مدونة في الجدول (١٠ ـ ٢).



الشكل (3 — 14)

شكل يوضح الحاجة لخامات اليورانيوم (الحاجة في بداية التشغيل مع الاحتياج الكلي لسنة واحدة وبتشغيل مستقر) لمفاعل مبرد بالماء وبقدرة ١ كيكاواط كهرباء وكذلك لمفاعلات التوليد المبردة بالمعادن المنصهرة

مفاعلات التحويل العالي المبردة بالغاز

ان المفاعل المبرد بالغاز الذي تم وصفه في الفصل الثامن قد تميز بنسبة تحويل ذات اقتصادية معينة حيث بلغت بحدود ٠,٧ او اقل منها بقليل عند تسويقها انذاك. وكما هي الحال في اغلب انواع المفاعلات نرى ان تحقيق نسبة تحويل اعلى وتقليل كمية اليورانيوم المستهلكة اصبح ممكناً. كمثال على ما يمكن تحقيقه في هذا المضمار، نرى الجدول (١٤ ـ ٢) يمثل التوازن والتوزيع الاحصائي الى نيوترونات مفاعل درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز ذي نسبة تحويل عالية نسبيا والتي تزيد عن ٠,٨٠ انه من الممكن تحقيق نسب تحويل اعلى ولكن كما نعلم يتم ذلك على حساب تبديل الوقود لمرات اكثر والتي تقود الى اعادة معاملة لكميات اكبر من الوقود.

ان مفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز تقع ضمن منظور المفاعلات التي تستخدم اليورانيوم ـ ٢٣٥ والثوريوم واليورانيوم ـ ٢٣٣ عندما يكون التحميل الاولي مستخدما اليورانيوم ـ ٢٣٥ بنسبة ٩٣٪. لقد وجد ان استخدام نسب اوطأ لليورانيوم ـ ٢٣٥ بهدف منع محاولات الاستخدامات العسكرية لايؤثر تاثيرا كبيرا على اداء المنظومة بشكل عام. ان كتلة قلب المفاعل ذي درجات الحرارة العالية كبيرة جدا بحيث يستبعد احتمال سرقتها والاستفادة منها لتحضير كتلة حرجة وذلك لارتفاع وزنها المطلوب.

ان مستقبل هذا النوع من المفاعلات لايبدو غائبا عن الحسبان، فان هناك محاولات تجري في المانيا الاتحادية لتحوير هذا النوع واستخدام الوقود على شكل كرات (قطرها بضع سنتمترات) من الكاربون والوقود بدلاً من مكعبات الكاربون المرصوفة. مما لاشك فيه ان هذا النوع من المفاعلات مرادف الى ماهو مستخدم في المفاعلات الكيمياوية ويتميز بان المساحة السطحية له اعلى بكثير من المكعبات الكبيرة الحجم. ان هذا التصميم يسهل اجراء تحميل الوقود حتى اثناء التشغيل حيث يتم سحب كمية من الكرات من قعر الوعاء وادخال كرات جديدة (وقود نشيط) من اعلى الوعاء. كما ان هناك نشاط في بريطانيا بهذا الاتجاه حيث تم انشاء مفاعل مبرد بغاز ثاني اوكسيد الكاربون.

جدول رقم (١٤ ـ ٢)

التوزيع الاحصائي للنيوترونات لمفاعل التحويل المبرد بالغاز والذي يستخدم الكاربون كمهدىء

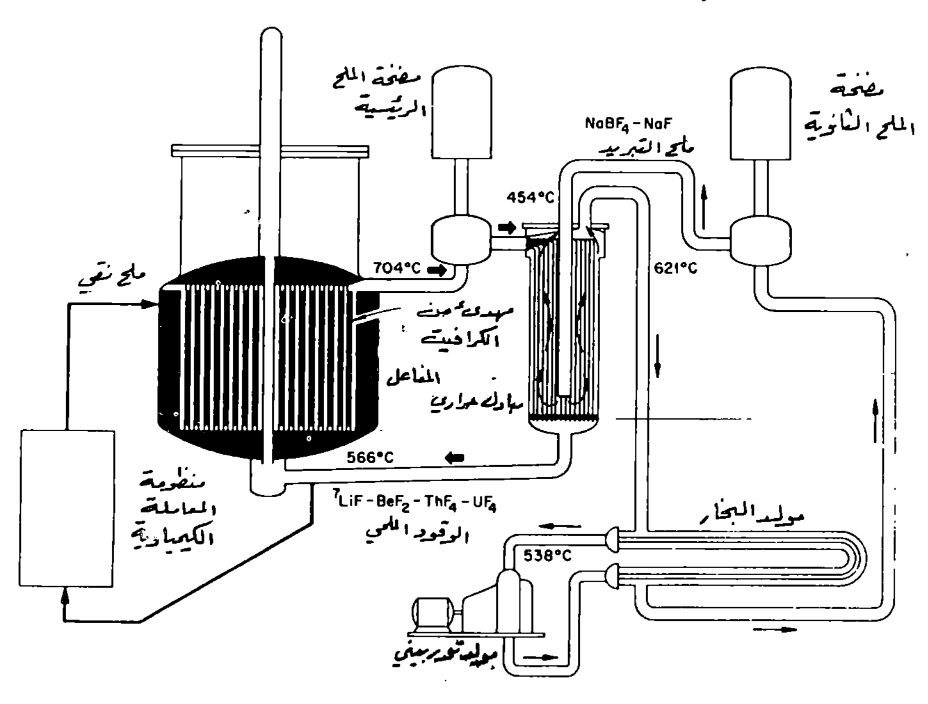
يفترض ان ٢,٢ نيوترون سريع يتولد بعد امتصاص نيوترون واحد من قبل المواد الانشطارية ويكون مصيرها كما يلي :ـ

٠,٨٣	تقتض من قبل المواد الخصبة لتوليد مواد انشطارية ≡ نسبة التحويل
١,٠	يمتص من قبل المواد الانشطارية
٠,٠٤	يمتص بالكاربون
٠,١٨	يمتص بنواتج الانشطار
٠,٠٨	يمتص بمثبطات السيطرة وكذلك بالفقدان خلال الهروب
٠,٠٥	يمتص من قبل المواد الاخرى
٢,١٨	

مفاعلات التوليد التي تستخدم الاملاح المنصهرة MSBR

يعتبر هذا النوع من تكنولوجيا المفاعلات اقل تطورا وظهورا في حيز التجربة والانتاج من انواع المفاعلات الاخرى. لقد كان هناك تخصيص منظور في ميزانية الولايات المتحدة الامريكية لهذا النوع من المفاعلات حتى عام ١٩٧٦ ولكن الغي هذا التخصيص في الوقت الحاضر ولم يعد التفكير جديا في تطوير هذا النوع من المفاعلات.

ان فكرة استخدام المواد الانشطارية المتفاعلة بحالة مائع تختلف جذريا عن كافة الانواع التي تطرقنا اليها سابقا والتي يمثل قلب المفاعل فيها النقطة التي تكون عندها الكتلة حرجة (الوقود) والتي تقع ضمن وعاء المفاعل كما هو معروف. اما في هذا النوع فان الوقود هنا هو المائع الذي يدور في دورة التبريد الابتدائية لنقل الحرارة الى المائع الثاني والذي هو عبارة عن املاح منصهرة ايضا تنقل الحرارة الى مولد البخار لتوليد الطاقة الكهربائية. يتم سحب املاح الوقود المنصهرة من اسفل وعاء المفاعل وتتم تنقيتها او معاملتها لتخليصها من المواد السامة التي يمكن ان تقتنص جزءاً من النيوترونات مقللة بذلك نسبة التوليد. ان المخطط التوضيحي لهذا النوع من المفاعلات MSBR موضح في الشكل (١٤ ـ ٤). ان المائع الذي يمثل وقود المفاعل يتكون من املاح اليورانيوم



الشكل (4- 14)

مخطط يمثل مفاعل التوليد الذي يستخدم الاملاح المنصهرة

الانشطاري والثوريوم الخصب وهي بشكل رابع فلوريدات تدور في منصهر ملح حامل لها وهو خليط من فلوريد الليثيوم وفلوريد البريليوم. في المبادل الحراري يتم نقل الحرارة من منصهر الوقود الى مائع التبريد وهو فلوروبورات الصوديوم والذي بدوره ينقل الحرارة الى مولد البخار. ان الاملاح المنصهرة تنقل بواسطة مضخات من اسفل الوعاء الى اعلاه ولمرة واحدة. ان جدران الوعاء الداخلية مبطنة بالكرافيت والذي يمثل المهدىء في المفاعل. ان هذا المهدىء يحدد في الحقيقة شكل الجريان في قلب المفاعل كما يحكم لنا النسبة بين الوقود والمهدىء حيث ان هذه النسبة يمكن ان تتغير من موقع لآخر في داخل الوعاء. قد تبلغ نسبة الوقود الى المهدىء في الجزىء المركزي تكون ١٩٪ املاح (بدلاً من كرافايت) و ١٧٪ في الجزء الذي يليه ثم ٤٤٪ في الجزء الخارجي حيث ان الملح مقاسا بعدد المولات يتكون من ٦٨٪ LiF، ٢٠٪ BeF_2، ١٢٪ ThF_4 و ٠,٣٪ UF_4 (U ـ ٢٣٣). ان نسبة التحويل التي قدر ان يتم الحصول عليها في مثل هذا الترتيب كانت بحدود ١,٠٥.
يمثل الجدول (١٤ ـ ٣) بعض المتغيرات المهمة لنوع واحد من مفاعلات التوليد التي تستخدم الاملاح المنصهرة.

جدول رقم (١٤ ـ ٣)
بعض المتغيرات الرئيسية التشغيليه لمفاعل توليد يستخدم الاملاح المنصهرة وبقدرة ١٠٠٠ ميكاواط كهرباء

القدرة الحرارية (ميكاواط حراري)	٢٢٥٠
القدرة الكهربائية (ميكاواط)	١٠٠٠
الكفاءة الحرارية (٪)	٤٤
طريقة اعادة معاملة الوقود	مستمرة بالخط
نسبة التوليد	١,٠٧
الرصيد الانشطاري المستخدم (كغم)	١٥٠٠
زمن المضاعفة (سنة)	١٩
ملح الوقود	UF_4 - ThF_4 - BeF_2 - ^7LiF
المهدىء	كرافايت مغلق
مادة وعاء المفاعل	سبيكة خاصة Hastelloy - N
كثافة القدرة	٢٢ كيلو واط/لتر
درجة الحرارة للمائع الخارج	١٣٠٠° ف (٧٠٤°م)
الارتفاع بدرجة الحرارة عند مرور المائع في قلب المفاعل	٢٥٠° ف (١٣٩°م)
ارتفاع وعاء المفاعل	٦,١م
قطر وعاء المفاعل	٦,٧م
الضغط التصميمي لوعاء المفاعل	٠,٥ ميكاباسكال (٥ بار)

ان شرطا اساسيا يجب ان يتوفر عند استخدام مثل هذه المفاعلات وهو ضرورة توفر الـطرق والسبل الكفيلة باستخلاص مختلف المواد الكيمياوية التي من شانها ان تقلل من نسبة التوليد. فمثلا نجد انه من المهم جدا التخلص من عنصر البروتكتينيوم ـ ٢٣٣ والذي هو ناتج وسطي في عملية اضمحلال الثوريوم ـ ٢٣٣ (يتولد الثوريوم ـ ٢٣٣ من تفاعل نيوترون مع الثوريوم ـ ٢٣٢) الى اليورانيوم ـ ٢٣٣. اما اذا امتص البروتكتينيوم ـ ٢٣٣ (Pa ـ ٢٣٣) (ذو نصف عمر مقداره ٢٧ يوم) نيوترونا فان ذلك يعتبر خسارة كبيرة لانه بـالاضافـة الى خسارة نيـوترون فـان هذه النـواة Pa ـ ٢٣٣ سوف لن تولد يورانيوم ـ ٢٣٣. ان مثل هذه الخسارة واردة الحدوث في المنظومات التي تستخدم وقود اليورانيوم ـ الثوريوم. اما في الحالات التي تصمم فيها المنظومة لاجل التوليد فلا يمكن في مثل هذه الاحوال السماح لحدوث مثل هذه الخسارة في النيوترونات بغية ايجاد الحل الناجح للتخلص منها. ان احد الحلول الممكنة هي اجراء عمليات معاملة الوقود بسرعة ومباشرة من املاح الوقود نفسه وذلك بطريقة دقيقة تستخدم البزموث السائل لغرض الاستخلاص. ان هذه الطريقة لـلاستخلاص تعتمـد على الفـرق في الجهد الكيميـاوي الذي يؤدي الى حصـول توازن بمـرور **اليورانيوم، البروتكتينيوم ونواتج الانشطار الى مائع اليزموث الملامس للاملاح المنصهرة، ومن ذلك تتبين دقة وتعقيد هذه الطريقة التي يمكن ان تتم اثناء التشغيل.**

ان اهمية اجراء عمليات اعادة معاملة الوقود اثناء التشغيل ضرورية جدا في مفاعلات التوليد المستخدمة للاملاح المنصهرة، كما ان عمليات اعادة تحميل الوقود اثناء التشغيل (كما تم عرضه في مفاعلات الكاندو) تقلل من التقلب في فعالية المفاعل والتي قد تحدث بكمية اكبر فيما لو تم التحميل بطريقة الوجبات. ان هذا التاثير على فعالية المفاعل يكون اقل من مفاعلات الكـاندو في حـالة مفاعلات التوليد المستخدمة للاملاح المنصهرة، كما ان ازالة السموم ونواتج الانشـطار وكذلـك Pa ـ ٢٣٣ تسهم في رفع نسبة التحويل ويمكن تحقيقها من خلال اعادة معاملة الوقود بصورة مستمرة اثناء التشغيل، وان الحالة المثالية قد تتطلب ان تربط منظومة اعادة معاملة الوقود بكل مفاعل لانجاز هذه المهمة ولكن عدم واقعية هذا المنظور تبدو واضحة.

بالنسبة للتصميم الذي تم التطرق اليه في الشكل (١٤ ـ ٤) والجدول (١٤ ـ ٣) فان كمية المادة الانشطارية المرصودة للمفاعل ومعمل اعادة معاملة الوقود تبلغ حوالي ١٥٠٠ كيلوغرام. ان هذه الكمية اقل بكثير مما هي عليه في مفاعلات التوليـد المبردة بـالمعادن المنصهـرة والتي تبلغ بحدود ٣٠٠٠ ـ ٤٠٠٠ كيلوغرام. وكنتيجة وبالرغم من ان لمفاعل (MSBR) الموضح في الجدول (١٤ ـ ٣) نسبة تحويل بحدود ١,٠٧ (وهي اقل بكثير من مثيلتها في مفاعلات LMFBR) فأن زمن المضاعفة هو بحدود ١٩ سنة وهو مقارب لزمن المضاعفة لمفاعلات LMFBR.

ERDA-1541. "Final Environmental Statement, Light Water Breeder Reactor Program, Commercial Application of LWBR Technology," 5 vols., U.S. ERDA report ERDA-1541 (June 1976) (NTIS).

Statement of environmental impacts, including uranium requirements, of light-water breeder reactors.

ERDA-76-107. "Advanced Nuclear Reactors," U.S. ERDA report ERDA-76-107 (May 1976) (NTIS).

A brief description of the advanced reactors being considered by ERDA during 1976.

Foster, J. S., and Critoph, E., "The Status of the Canadian Nuclear Power Program and Possible Future Strategies," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 2, p. 689 (1975).

Gives estimated fuel requirements for and characteristics of advanced CANDU reactors.

Kasten, P. R., et al., "Assessment of the Thorium Fuel Cycle in Power Reactors," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-TM-5565 (January 1977) (NTIS).

Considers the use of thorium-uranium fuel cycles in commercial reactors.

Merrill, M. H., "Use of the Low Enriched Uranium Cycle in the HTGR," General Atomic Company report GA-A14340 (March 1977).

Summarizes results from fuel utilization calculations for HTGRs using low-enrichment uranium fuels in a once-through mode.

Perry, A. M., and Weinberg, A. M., "Thermal Breeder Reactors," *Annual Review of Nuclear Science*, vol. 22, p. 317 (1972).

Examines the potential for thermal reactors to achieve high conversion ratios on thorium-uranium cycles.

Pigford, T. H., et al., "Fuel Cycles for Electric Power Generation," Teknekron report EEED 101 (January 1973, rev. March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW Uranium-Plutonium Fueled Water Reactor," Teknekron report EEED 104 (March 1975); "Fuel Cycle for 1000-MW High Temperature Gas-Cooled Reactor," Teknekron report EEED 105 (March 1975). These are part of "Comprehensive Standards: The Power Generation Case," U.S. EPA report PB-259-876 (March 1975) (NTIS).

Basic information on fuel cycles, including that of the standard HTGR.

Till, C. E., et al., "A Survey of Considerations Involved in Introducing CANDU Reactors into the United States," Argonne National Laboratory report ANL-76-132 (January 1977) (NTIS).

Considers economic and licensing aspects of CANDUs, including those on a thorium-uranium cycle.

WASH-1085. "An Evaluation of High-Temperature Gas-Cooled Reactors," U.S. AEC report WASH-1085 (December 1969) (NTIS).

AEC evaluation of HTGRs.

WASH-1097. "The Use of Thorium in Nuclear Power Reactors," U.S. AEC report WASH-1097 (June 1969) (NTIS).

A relatively early discussion of the use of thorium-uranium fuel cycles.

WASH-1222. "An Evaluation of the Molten Salt Breeder Reactor," U.S. AEC report WASH-1222 (1972) (NTIS).

Description and evaluation of the molten salt breeder reactor (see also ERDA-1535).

Bibliography — Chapter Fourteen

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

Banerjee, S., Critoph, E., and Hart, R. G., "Thorium as a Nuclear Fuel for CANDU Reactors," *Canadian Journal of Chemical Engineering*, vol. 53, p. 291 (1975).

Discusses conversion ratios and fuel utilization in thorium-fueled CANDUs.

Chang, Y. I., et al., "Alternate Fuel Cycle Options: Performance Characteristics and Impact on Nuclear Power Growth Potential," Argonne National Laboratory report ANL-77-70 (September 1977) (NTIS).

Gives fuel utilization for various thermal reactor systems.

CONF-740501. "Gas-Cooled Reactors: HTGR's and GCFBR's," topical conference, Gatlinburg, May 7, 1974 (NTIS).

Collection of papers on gas-cooled reactors, including HTGRs.

Dahlberg, R. C., "Benefits of the HTGR Fuel Cycle: Compilation and Summary," General Atomic Company report GA-A14398 (March 1977); M. H. Merrill, "Low Enrichment Uranium/Thorium (Denatured) Fuel Cycles and Safeguards Considerations of Alternate Cycles," addendum to GA-A14398 (June 1977).

Suggests favorable aspects of HTGR fuel cycles, including those with low enrichment.

EPRI NP-142. "Development Status and Operational Features of the High Temperature Gas-Cooled Reactor," Electric Power Research Institute report EPRI NP-142 (April 1976) (NTIS).

Summarizes status of the HTGR, including its application in direct cycles with higher thermal efficiency.

EPRI NP-359. "Assessment of Thorium Fuel Cycles in Pressurized Water Reactors," Electric Power Research Institute report EPRI NP-359 (February 1977) (NTIS).

Report of calculation of fuel requirements for PWRs operating on thorium fuel cycles.

EPRI NP-365. "Study of the Developmental Status and Operational Features of Heavy Water Reactors," Electric Power Research Institute report EPRI NP-365 (February 1977) (NTIS).

Examines the current status of CANDU reactor systems, and how they might be altered to increase conversion ratios.

ERDA-1. "Report of the Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program Review Group," U.S. ERDA report ERDA-1 (January 1975) (NTIS).

Evaluates the need for the LMFBR, considering the potential for other reactor types to achieve lower uranium requirements.

ERDA-1535. "Final Environmental Statement, Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program," 3 vols., U.S. ERDA report ERDA-1535 (December 1975), with "Proposed Final Environmental Statement," 7 vols., U.S. AEC report WASH-1535 (December 1974) (NTIS).

Includes description of alternatives to the LMFBR, such as the molten salt reactor.

الفصل الخامس عشر

ألأندماج ألنووي ـ ألمعجلات ـ
ألمفاعلات ألأندماجية وألانشطارية ألهجينة



الفصل الخامس عشر

الاندماج النووي - المعجلات -

المفاعلات الاندماجية والانشطارية الهجينة

إن هذا الفصل سيبين لنا ان ماتم عرضه في فصول هذا الكتاب لايمكن ان يكون كل مـاهو معروف عن منظومات توليد الطاقة. سوف نتعرف على بعض الافكار الجديدة والتي تكون لها بعض العلاقة بما تقدم او قد تكون ممثلة بفكرة جديدة ونفتح باب تكنولوجيا مختلفة تماما عما مر ذكره. إن المجال واسع للحديث حتى في مجال المنظومات التي تستخدم الانشطار وحده والتي لم يتم التطرق لها مثل المفاعل الذي يستخدم الوقود الغازي.

في هذا الفصل سوف نتوسع في المناقشة خارج نطاق الانشطار النووي الصرف الى الانظمة التي تجمع مابين الانشطار ومفاهيم اخرى غير الانشطار وبلاخص مفاعلات الأندمـاج او معجلات الجسيمات ذات الطاقة العالية. ان المنظومات التي تستخدم الانشطار والاندماج النووي معاً تحتاج الى تكنولوجيا اكثر تعقيدا من مفاهيم الانشطار الصرف. من جهة اخرى فأن هذه التكنولوجيا ربما تقدم الكثير في ظروف معينة. لذلك فأنه من المفيد ان تتم مناقشتها في اخر هذا الكتاب.

هناك فكرتان رئيسيتان سوف يتم طرحهما في هذا الفصل. الاولى، ستكون حول امكانية الربط بين منظومتي الانشطار والاندماج بشكل له مردود ايجابي. والثانية تعتمد على استخدام المعجلات لتوليد الوقود الذي تستخدمه منظومة الانشطار. في بعض الاحيان تكون هاتان الفكرتان متطابقتين اذ ان كليهما يحتاج الى منظومة ثانوية مساعدة حيث تكون في الاولى المفاعل الاندماجي وفي الثانية تكون منظومة المعجل لتوليد المادة الانشطارية. ان الفكرة المثيرة هنا هي موضوع المفاعل الاندماجي والذي سيتم التعرف عليه من خلال التعرف على طبيعة العملية واسسها.

الاندماج النووي

هناك طريقان رئيسيان لتحرير الطاقة من خلال التفاعلات النووية بالاضافة الى الطرق العديدة الاخرى. ولكن بغية استخدام هذين الطريقين بصورة تجارية فلابد من ان نتعرف على ماهيتهما اولاً. الطريق الاول وهو الذي يعتمد على انقسام النواة الثقيلة الى قسمين يرافقه تحرير طـاقة. والثاني هو القيام بدمج نواتين خفيفتين لتوليد نواة أثقل مع تحرير طاقة ايضا.
ان الوقود الانشطاري هنا يقصد به غالبا نظائر اليورانيوم والبلوتونيوم في حين ان الوقود الاندماجي يقصد به الهيدروجين او الديتيريوم D (الهيدروجين الثقيل H ـ ٢) او الترينيوم ـ T (الهيدروجين الثقيل H ـ ٣). يمكن تمثيل التفاعلات الاندماجية كما يلي:

$$D + T \rightarrow {}^4He + n + 17.6\ mev$$

$$D + D \rightarrow \begin{cases} T + P + 4\ Mev \\ {}^3He + N + 3.3\ Mev \end{cases}$$

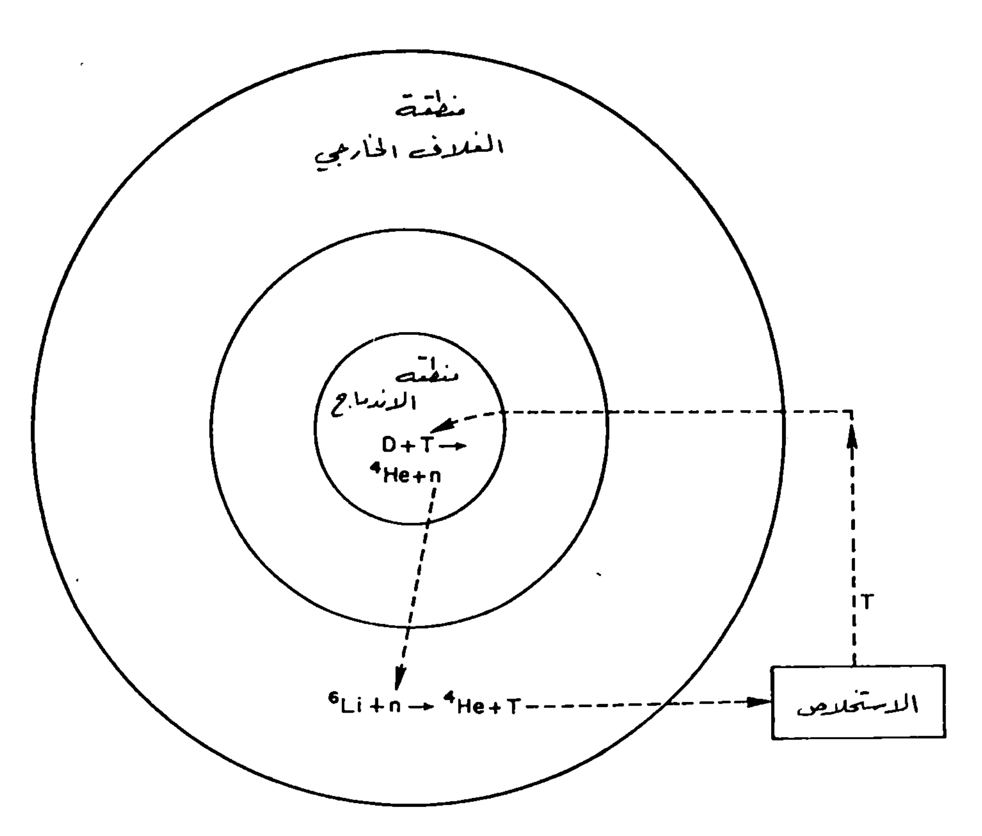
يمكن ملاحظة كمية الطاقة المتحررة من كل هذه التفاعلات وكذلك امكانية اعتبار هذه التفاعلات الاندماجية مصدرا من مصادر الحصول على النيوترونات التي يمكن استغلالها في تفاعلات نووية اخرى.

ان بالامكان شطر النوى في درجات حرارة واطئة نسبيا في مفاعل نووي انشطاري وذلك لان التفاعل الانشطاري يحصل بواسطة النيوترونات وكذلك يتحرر عنه نيوترونات والتي هي عبارة عن جسيمات غير مشحونة تخترق الذرات بسهولة. ولكن التفاعل الاندماجي يتطلب تقارب وارتباط نواتين خفيفتين مشحونتين مع كون ان التشابه بالشحنات يجعلهما يتنافران عن بعضهما. لذلك ولغرض امكانية حصول تفاعل وبنسبة معقولة وجب ان تمتلك هذه النوى طاقة حركية كافية للتغلب على القوى والمؤثرات التي تعيق من امكانية حدوث هذا التفاعل. ان هذا الشرط يمكن ان يتحقق على صعيد الجسيمات بواسطة استخدام المعجل الذري (كما سيبين في سياق هذا الفصل) حيث يمكن زيادة الطاقة الحركية للجسيمات. ولكن لغرض الحصول على طاقة من التفاعل الاندماجي بصورة اقتصادية وجب عدم استهلاك طاقة اكبر مما يتحرر من هذه التفاعلات والتي قد تكون ممكنة من خلال رفع مستوى طاقة الكتلة المتفاعلة الى المستوى المطلوب وبوقت محدد لكي يصبح التفاعل ممكنا والاستفادة من طاقة الاندماج المتحررة شيئا ملموساً.

ان توفير هذه الظروف اللازمة لحدوث التفاعل الاندماجي يكون ممكنا باستخدام المفاعل الاندماجي الذي يرفع درجة حرارة الكتلة المتفاعلة الى درجات حرارة عالية (بالمقارنة مع قيمة الطاقة مقاسة بوحدات الكيلو الكترون فولت Kev اللازمة للحصول على معدلات سرعة تفاعل اندماجي مناسبة). ان الطاقة بحدود بضع Kev قد تبدو واطئة ولكن لرفع طاقة كتلة معينة بصورة شاملة يعني الحاجة الى رفع درجة حرارتها ملايين الدرجات المئوية (بالمقارنة). وبصورة تقريبية فان التفاعل D - T في المعادلات المارة يمكن ان يتم تحقيقه وذلك لانه يحتاج الى طاقة بحدود Kev فقط. اما تفاعل D - D فانه يحتاج الى طاقة بحدود العشرات من Kev.

هناك نوعان من المنظومات الاندماجية قيد التطوير، كلاهما يعتمد على رفع درجة حرارة كتلة معينة من المواد الاندماجية بزمن محدد. في حدود درجات الحرارة التي نتحدث عنها فأن الكتلة تتأين كليا مكونة «البلازما» وبذلك فهي تحمل شحنة معينة وبالامكان استخدام تاثير المجال المغناطيسي في سبيل منع تشتتها والمحافظة على تقارب ايوناتها لكي يمكن ان يحصل التفاعل بعد الوصول الى درجة الحرارة المطلوبة. لذلك فان هذه المنظومات يمكن ان تسمى «منظومات الاحتجاز المغناطيسي» Magnetic Confinement وذلك لان المجال المغناطيسي يستخدم في احتجاز ايونات البلازما قريبة من بعضها. ان ذلك يمكن ان يتم من خلال استخدام مغانط كبيرة للمحافظة على ايونات البلازما في مدارات المجال المغناطيسي. هناك طريقة اخرى للاحتجاز تسمى «باحتجاز العزوم» inertial confinement او الاحتجاز العزمي في المنظومات التي تستعمل هذا المبدأ فأن كتلة صغيرة من المواد الاندماجية ترفع الى درجة حرارة عالية بسرعة بواسطة ضغط تفجير خارجي محيطي

موجه نحو الكتلة المتفاعلة وذلك بواسطة تصميم خاص يمكن من خلاله تحقيق الشروط المطلوبة وضمن الفترة الزمنية اللازمة لحدوث مثل هذه التفاعلات. ان هذا الضغط المحيطي الخارجي قد يكون مسلطا من قبل حزم شديدةَ من اشعة الليزر او بواسطة حزم الكترونية وقد تكون هناك طرق اخرى لتوليد مثل هذا الضغط المطلوب للحصول على التفاعل. من حيث المبدأ يمكن ان تكون الحبيبة الحاوية على المواد الاندماجية المتفاعلة حاوية في الوقت نفسه على المواد الانشطارية، ولكن المنظومة التي تستخدم الوقود المهجن (الخليط من النوعين الانشطاري والاندماجي) والذي ستتم مناقشته في هذا الفصل تعمد على وضع المادة الخصبية في الغلاف الخارجي لكي تتم عملية التحويل او التوليد بتوظيف النيوترونات الناتجة من التفاعلات الاندماجية.



الشكل (١٥ - ١) مخطط توضيحي لمفاعل اندماجي

ان الجيل الاول للمنظومات الاندماجية سوف يحتاج الى رصيد كبير نسبيا من التريتيوم والذي يمكن ان ينتج من خلال الاستفادة من النيوترونات الناتجة من تفاعل D - T وتفاعلها مع عنصر الليثيوم ـ ٦ (^6Li) كما يلي:

$$^6Li + N \rightarrow {}^4He + T + 4.6\ Mev$$

ويوضح الشكل (١٥ ـ ١) منظومة تفاعل D - T الاندماجي. في هذا التصميم يتم ايقاف النيوترونات التي تتسرب من منطقة التفاعل والناتجة عن الاندماج النووي بواسطة الغلاف الخارجي الذي يحوي المواد الخصبة مولدة بذلك موادا انشطارية. قد يكون الغلاف الخارجي حاويا على الليثيوم ـ ٦ والذي يولد التريتيوم الذي يتم تجميعه واعادة ضخه مع الديوتيريوم الى منطقة القلب التي يجري فيها التفاعل الاندماجي. ان الحرارة المتولدة في الغلاف الخارجي والناتجة عن النيوترونات الداخلية للغلاف تستخلص لتوليد الطاقة الكهربائية وكذلك لتشغيل المنظومة الاندماجية.

ان المنظومات الاندماجية تتميز بتعقيد التكنولوجيا التي ترافقها في سبيل الوصول الى حالة التوازن الاكتفائي بين كمية الطاقة المستخلصة من الغلاف الخارجي وبين كمية الطاقة التي تحتاجها المنظومة.

المفاعلات الاندماجية والانشطارية الهجينة

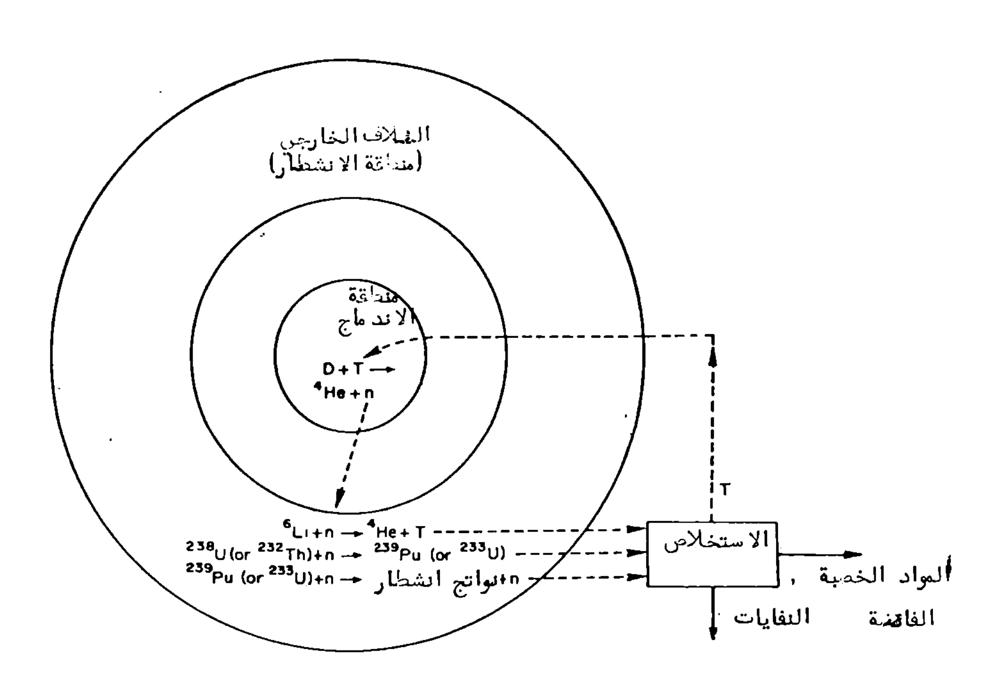
ان النيوترونات الناتجة عن التفاعل الاندماجي يمكن ان تستخدم لتحويل المواد الخصبة مثل اليورانيوم ـ ٢٣٨ والثوريوم ـ ٢٣٢ الى مواد انشطارية مثل البلوتونيوم ـ ٢٣٩ واليورانيوم ـ ٢٣٣ بصورة رئيسية. ان استخدام النيوترونات لتوليد مواد انشطارية تنشطر لتحرر طاقة مقدارها ٢٠٠ مليون الكترون فولت قد يعتبر اهم من استخدامها لتوليد التريتيوم علما بان هناك حاجة لاستمرار توليد التريتيوم لغرض استمرار التفاعل الاندماجي.

ان النيوترونات الناتجة عن الاندماج تكون طاقتها اعلى من تلك الناتجة عن الانشطار. مثال ذلك تفاعل D - T فانه يولد نيوترونات بطاقة مقدارها اربعة اخماس الطاقة الناتجة عن التفاعل والتي هي ١٧,٦ مليون الكترون فولت اي ان طاقة النيوترونات تكون ١٤,١ مليون الكترون فولت في حين ان المتبقي من الطاقة يمتص من قبل البلازما الاندماجية. ان النيوترونات المتحررة بهذا المستوى من الطاقة تكون ذات فائدة كبيرة في تحويل المواد الخصبة الى مواد انشطارية. ان كل نيوترون من هذه النيوترونات السريعة يستطيع ان يولد ثلاثة الى اربعة نوى انشطارية (ان العدد المتولد من استخدام اليورانيوم ـ ٢٣٨ اكبر من العدد الناتج عن استخدام الثوريوم ـ ٢٣٢)، وهذا عدد لابأس به اذ يمكن استخدامه في منظومة انشطارية بحيث ان النيوترونات يمكن ان تستخدم في توليد التريتيوم لغرض اعادته الى مفاعل الاندماج. وبذلك فان الموازنة تشير الى ان هناك فائدة وربحا يتحققان، من خلال هذه المنظومة الهجينة.

ان ماهو مهم وتجدر ملاحظته هو امكانية استخدام الغلاف الخارجي للتحويل وتوليد التريتيوم على حد سواء. ان المواد الانشطارية المتولدة في الغلاف الخارجي لابد وان تبدأ بالمساهمة في توليد

الطاقة في الغلاف والتي تنتج عن التفاعلات الانشطارية التي ساهمت فيها النيوترونات الاندماجية. تعتبر هذه الطاقة المتولدة طاقة اضافية لتلك الطاقة الناتجة عن تفاعل النيوترونات الاندماجية مع المواد الخصبة. بالاضافة الى الطاقة الاضافية فان تفاعلات الانشطار تزيد من عدد النيوترونات المتوفرة في المنظومة. وكما ذكرنا سابقا قد يكون الغلاف حاويا على كمية من الليثيوم ـ ٦ بحيث يمكنه من توليد التريتيوم ايضا لاستمرار تفاعل الاندماج.

في حالة الاستقرار والموازنة، فان الغلاف الخارجي يكون عبارة عن مفاعل انشطاري مستقر تحت الحرج باستخدام وقود مخصب بنسب قليلة بالاضافة الى قليل من الليثيوم ـ ٦. ان مائع التبريد يجري خلال الغلاف الخارجي كما هي الحال في المفاعلات الانشطارية حيث يتم تبريد قلب المفاعل الانشطاري. ان المادة الانشطارية لن تصل الى الحالة الحرجة بل على العكس فانها تستمر باخذ النيوترونات السريعة المتولدة من التفاعلات الاندماجية. ان كل نيوترون متولد من تفاعل اندماج يمكن ان يزودنا بنواة تريتيوم تعويضا عن التي استهلكت في التفاعل اضافة الى مئات من وحدات الطاقة المقاسة بالمليون الكترون فولت، كذلك تتولد كميات لابأس بها من المواد الانشطارية. ان تفاعلات التوليد الرئيسية يمكن ان توضح في الشكل (١٥ ـ ٢).



الشكل (١٥ ـ ٢) التفاعلات والتحولات النووية في مفاعلات الانشطار والاندماج الهجين

عموما، فان مفاعلا هجيناً كالذي تطرقنا اليه لابد ان تكون تكنولوجيا تطويره اعقد من التي تستخدم لاي من النوعين النقيين (الانشطاري او الاندماجي) كلا على انفراد. ان الغلاف الخارجي لمفاعل التوليد يكون حاويا على الليثيوم او التريتيوم بالاضافة الى مواد انشطارية ونواتج انشطارية. ان هذا المفاعل يحوي تعقيدات كلا النوعين في المفاعلات ماعدا كون المنظومة تبقى في حالتها تحت الحرجة وبذلك فهي لاتحتاج الى منظومة سيطرة على فعالية المادة الانشطارية. بما ان الحالة تحت الحرجة هي السائدة في هذه المفاعلات، لذلك فان تصميم الغلاف الخارجي يمكن [illegible] ـضعه لتلافي الانصهار بسبب عدم توفر التبريد الملائم وخاصة في حالات الحوادث والتي [illegible] يوقف تشغيل مفاعل الاندماج وبذلك يمكن تلافي حدوث تلف في الغلاف الخارجي [illegible] لتفاعل الاندماجي. ان هذا الترتيب يقلل من احتمال تسرب مواد انشطارية ونواتج [illegible]ـطاريه الى المحيط الخارجي. من الطبيعي ان نذكر ان اية محاولة لزيادة كفاءة المنظومة يقود الى التقرب من الحالة الحرجة والتي بدورها تزيد من متطلبات السلامة وتعقيد تصميم منظومة التبريد اللازمة خوفا من احتمال حصول خلل وتوقف جريان مائع التبريد.

يمكن الاستفادة من المواد الانشطارية المتولدة في الغلاف الخارجي في مفاعلات الاندماج بعد نقلها الى مفاعل انشطاري مستقل عن المفاعل الاندماجي وقد يكون ذلك ذا مردود اقتصادي او اكثر سلامة واسهل تصميماً من المفاعل الهجين.

هناك فائدة غير مباشرة تتأتى من الحصول على طاقة ناتجة عن الكترون اندماجي اعلى من تلك التي تنتج عن الاندماج الصرف هي ان الجدار الداخلي لمفاعل الاندماج يمكن ان يعمر طويلا. ان احد المشاكل الرئيسية مع مفاعلات الاندماج هو ايجاد مادة تحيط بمنطقة الاندماج وبأمكانها تحمل فيض كبير بمقدار ١٤ مليون الكترون فولت (14Mev) من النيوترونات. ولان المفاعل الهجيني سوف يستخلص طاقة اكثر لكل نيوترون فأن هذا الجدار سيكون له عمر اطول بنفس النسبة. اما حدود الطاقة الواطئة فقد وجدت استخداماتها.

المولدات التي تستخدم المعجلات

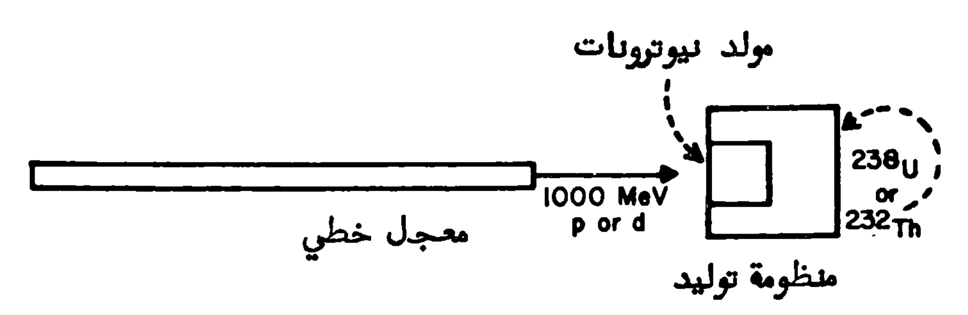
هناك طرق اسهل واكثر مباشرة للحصول على جسيمات ذات طاقة عالية من استخدام منظومات الاندماج النووي. لعدة سنوات مضت والباحثون يستخدمون المعجلات الذرية للحصول على حزم من هذه الجسيمات بطاقة تتراوح بين اجزاء المليون الكترون فولت الى الاف المرات بقدر ذلك. ان الطاقات العالية تستخدم من قبل الفيزياويين اللذين كرسوا اهتماماتهم لدراسة التركيب الاساسي للمادة في حقل فيزياء الطاقة العالية، اما حدود الطاقة الواطئة فقد وجد استخداماته في حقول ودراسات شتى ومنها مجال الطب النووي. من خلال هذه المعاناة والاستخدامات برزت فكرة امكانية استخدام المعجلات الذرية ذات الطاقة العالية لتوليد مواد انشطارية من المواد الخصبة.

ان هذا التوجه في فكرة التوليد يختلف في نواحي عديدة عن الفكرة التي تمت مناقشتها من خلال مفاعلات التوليد الانشطارية او الاندماجية. ان المعجلات تستخدم جسيمات مشحونة مثل

البروتونات بدلاً من النيوترونات المتعادلة (من الانشطار او الاندماج) حيث تصطدم هذه الجسيمات بالمادة المراد قصفها منتجة سيلاً من النيوترونات التي تعمل على تحويل المواد الخصبة الى انشطارية.

ان المعجلات تعمل باستخدام مجال مغناطيسي او كهربائي لتوليد حزمة من الجسيمات المشحونة بطاقة عالية نتيجة التعجيل الذي تكتسبه في المجال الكهربائي او المغناطيسي او كليهما، ومن هنا نرى ضرورة كون هذه الجسيمات مشحونة لتحقيق الهدف المطلوب. ان اغلب منظومات التعجيل من النوع الخطي والذي تسير فيه الجسيمات بخط مستقيم ومستخدمة مجالا ذا شدة عالية من الطاقة ذات طول موجة قصير (مايكروويف microwave) حيث تسير فيه الجسيمات من بدايته حتى نهايته مكتسبة بذلك طاقة اكثر فاكثر خلال مرورها في المعجل. ان مثل هذه المعجلات تستخدم لتعجيل البروتونات الى حدود ١٠٠٠ مليون الكترون فولت من الطاقة، وهذا النوع من الجسيمات وبهذه الطاقة قد برز ثانية لاهتمامات جديدة حول امكانية استغلاله لتوليد مادة انشطارية من مواد خصبة. ان مثل هذه المنظومة موضحة في المخطط المبين في الشكل (١٥ - ٣). ان هذه الفكرة قد تم التعرف عليها قبل سنين عديدة مضت ولكن اسدل الستار عليها بسبب كمية الطاقة الكبيرة التي تحتاجها لتشغيل المعجل. اما في الوقت الحاضر فقد برزت افكار جديدة وخبرة تكنولوجية متطورة لتصميم منظومات ذات كفاءة عالية وتعطي تيارا عاليا وطاقة عالية، مما ادى الى الرجوع لفكرة استخدام البروتونات المعجلة، خاصة وان معدل استهلاك المواد الانشطارية الموجودة في الطبيعة يزداد بسرعة.

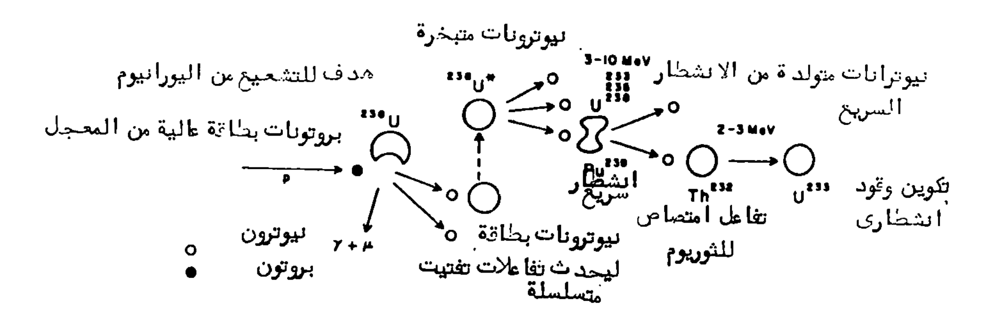
هناك انواع عديدة من المواد التي من الممكن تشعيعها (اهداف targets) لتنتج سيلاً من النيوترونات عند تشعيعها بواسطة البروتونات ذات الطاقة العالية. ان اليورانيوم نفسه من المواد المناسبة وقد يكون افضل من المواد الخفيفة. ان البروتون الواحد ذو طاقة ١٠٠٠ مليون الكترون فولت يمكن ان يولد حوالي ٥٠ نيوترون عند قصفه ذرة يورانيوم - ٢٣٨ ومحررا بذلك طاقة مقدارها حوالي ٤٠٠٠ مليون الكترون فولت والتي هي مقاربة لما يحتاجه المعجل لتشغيله، حيث يستخدم



الشكل (١٥ - ٣) مخطط لمنظومة توليد تستخدم المعجل

هذه النيوترونات في توليد مواد انشطارية في منظومة التوليد. ان هذه المنظومة تتشابه في بعض النواحي مع منظومة التوليد التي تستخدم النيوترونات السريعة والتي يتم التوليد فيها في منطقة الغلاف الخارجي المحيط بقلب المفاعل ماعدا غياب الكتلة الحرجة في هذه المنظومة في حين يظهر وجودها في مفاعل التوليد كجزء اساسي ومنظور لاغراض التشغيل. ان التركيب التفصيلي للاهداف التي تشعع وكذلك للمادة الخصبة يعتمد على التصميم التفصيلي للمنظومة ككل، حيث قد يكون من الضروري وضع كمية من المادة الانشطارية مع الاهداف التي تقصف بالبروتونات وذلك لتوليد نيوترونات اكثر او بتعبير ادق لغرض الوصول الى تحرير طاقة كافية لتشغيل المعجل. ان الشكل (١٥ ـ ٤) يوضح مخططا للطرق التي يتم من خلالها توليد النيوترونات والمواد الانشطارية.

ان منظومة توليد كالتي تم التطرق لها باستخدام المعجل، يمكن ان تولد كميات كبيرة نسبيا من المواد الانشطارية. ان منظومة من هذا النوع بكلفة بليون دولار (والتي تقارب الكلفة اللازمة لبناء محطة نووية لتوليد الطاقة)، يمكن ان تنتج حوالي ١٠٠٠ كيلوغرام من المواد الانشطارية في السنة. وبذلك تكون الكلفة التقريبية حوالي ١٠٠ الف دولار/ كيلوغرام (حوالي ٣٠ الف دينار / كيلوغرام) من المواد الانشطارية، هذا على اعتبار ان المنظومة تعمل لما يزيد كثيرا على العشر سنوات تشغيلية. ان الكمية التي تنتج سنويا (١٠٠٠ كيلوغرام) من المادة الانشطارية تكفي لسد حاجة عدد قليل جداً من مفاعلات الماء الخفيف للوقود ولسنة واحدة. ولكن في حالة استخدام مفاعلات حرارية ذات نسبة تحويل عالية والتي يكون فيها التحميل السنوي قليل جدا (حوالي ٥٠ كيلوغرام / سنة فيها اذا كانت نسبة التوليد ٠,٩)، فانه يصبح بالامكان تزويد عشرين مفاعلا بالوقود من انتاج معجل واحد. ان مايجعل كلفة المعجل مناسبة هو تزويده عدة مفاعلات بالوقود الذي تحتاجه.



الشكل (١٥ ـ ٤) مخطط يوضح التفاعلات النووية في مفاعل التوليد الذي يستخدم المعجل الذري

ان هذه الاحتمالات تكون واردة فيما اذا كان الهدف هـو الاقتصاد في خـزين اليورانيـوم في الطبيعة. يمكن القول ان هذه المنظومات تمثل الظهير الذي يدعم منظومة توليد الطاقة النووية التي تستخدم مفاعل التوليد السريع وهي بذلك تمثل تكنولوجيا في دور السبات، يمكن ان تنمو وترتفع عندما يدعو الامر لذلك. ان هذا الامر قد يكون مهما جدا في حالة استهلاك كميات كبيرة من ارصدة اليورانيوم من قبل المفاعلات الحرارية، عندها سيتم استدعاء المعجلات وتوظيفها لاغراض توليد مواد انشطارية لتعويض الاستهلاك المتزايد.

التطلعات المنظورة

انه ليبدو من غير المحتمل ان تاخذ اي من التكنولوجيا التي تحدثنا عنها مداها في هذا القرن. ان برنامج الاندماج النووي يسير بسرعة نحو التوصل الى تحقيق التوازن الاكتفائي Break evem والتي ستأتي بعدها مراحل متطورة من العمل قبل ان يصبح بالامكان انتاج منظومة اندماج تجارية ويشمل هذا التوقع المفاعلات المهجنة. ان استخدام المعجلات لتوليد المواد الانشطارية قد يعتبر ضمن الاحتمالات المنظورة فيما اذا ارتفعت كلفة انتاج وقود اليورانيوم او فيما اذا اوشك هذا الوقود على النفاذ.

ان مايبدو واضحا هو استمرار الاعتماد في هذا القرن على المفاعلات المبردة بالماء الخفيف وسوف تشكل الجزء الرئيسي من منظومات انتاج الطاقة النووية حتى نهاية هذا القرن على اقل تقدير. ان استمرار توسع استخدام الطاقة النووية وقلة مصادر اليورانيوم سوف تدعو الى استخدام الانواع المتطورة من المفاعلات التي يمكن الاعتماد عليها لتوفير الاستهلاك الكبير لكميات الوقود.

ان احتمالات امتلاك منظومات تستخدم الوقود بكفاءة اعلى ممكنة او قد يكون امتلاك انواع جديدة من الوقود لمفاعلات الماء الخفيف او تصميم مفاعل يختلف تماما عن التصميم الحالي ممكنا ايضا. ان اكثر المنظومات كفاءة هي مفاعلات التوليد او القريبـة من حدود التـوليد والتي تمت مناقشتها في الفصل العاشر، حيث ان هذين النوعين متقاربان ومتكافئان في حالة النمو البطيء لاحتياج الطاقة. على اية حال فان انواع المفاعلات المرشحة في ان تحظى ببعض الاهتمام في العام ٢٠٠٠ هي تلك التي تم وصفها في الفصلين الثالث عشر والرابع عشر والتي شملت مفاعلات التوليد المبردة بالمعادن المنصهرة ومفاعلات التوليد السريعة المبردة بالغاز ومفاعلات الماء الخفيف، مفاعلات الماء الثقيل والمفاعلات المبردة بالغاز والتي هي من الانواع التي تستخدم الثوريوم كوقود لها.

ان مردودات الاعتماد على المفاعلات المتطورة عديدة فانها اكثر اقتصـادية وكفـاءة من حيث استخدامها لمصادر الوقود ولكنها تعتمد بصورة كبيرة على توفر منظومات اعادة معاملة الوقود. ان هذا المنظور يعني ان هناك تعاملاً مع اليورانيوم بدرجة معينة من التخصيب قد يقود الى استخدامات غير سلمية. لذلك فان القرار حول امتلاك اعادة معاملة وتكرير واعـادة استخدام الـوقود ليس بالسهل بالرغم من ان هذا القرار قد حسم في دول عديدة.

من الواضح انه ليس بالامكان اعطاء الصورة المتوقعة لاستغلال واستهلاك الطاقة للعشرة او

العشرين سنة القادمة . ان اختيار طريق معين لايعتمد بصورة مجردة على التكنولوجيا وتطورها وانما على عوامـل اخرى مثـل البيئة والمحـافظة عليهـا من التلوث، النواحي الاقتصـادية، النـواحي الاجتماعية وكذلك الموازين السياسية . لقد تم التطرق الى بعض هذه النواحي في هذا الكتاب والتي لها علاقة بالطاقة النووية . ولكن هناك تساؤلات عديدة تمت للموضوع العام بصلة وكذلك تمت للحاضر وترتبط بمستقبل نمو الطاقة النووية واستخداماتها، كما نمت وتطورت المفاعلات النووية التي منها وبواسطتها نحصل على الطاقة .

Bibliography — Chapter Fifteen

"NTIS" indicates report is available from: National Technical Information Service, U.S. Department of Commerce, 5285 Port Royal Road, Springfield, VA 22161.

BNL-50592. "Linear Accelerator-Breeder, a Preliminary Analysis and Proposal," Brookhaven National Laboratory report BNL-50592 (November 1976) (NTIS).

Consideration of the possibility of generating fissile material with a linear accelerator.

Emmett, J. L., Nuckolls, J., and Wood, L., "Fusion Power by Laser Implosion," *Scientific American*, vol. 230, p. 24 (June 1974).

Describes how useful energy might be extracted from laser-induced fusion.

ERDA-4. "DCTR Fusion-Fission Energy Systems Review Meeting," Germantown, Md., December 3-4, 1974, U.S. ERDA report ERDA-4, U.S. Government Printing Office (1975).

Collection of papers on various aspects of fission-fusion systems.

Metz, W. D., "Fusion Research (I): What is the Program Buying the Country?" *Science*, vol. 192, p. 1320 (1976); "Fusion Research (II): Detailed Reactor Studies Identify More Problems," *Science*, vol. 193, p. 38 (1976); "Fusion Research (III): New Interest in Fusion-Assisted Breeders," *Science*, vol. 193, p. 307 (1976).

Series on the U.S. fusion program, including the possibility of fission-fusion hybrids.

Penner, S. S., *Nuclear Energy and Energy Policies*, vol. 3 of *Energy* (Addison-Wesley, Reading, Mass., 1976).

Includes a description of fusion systems.

الملحق /أ/

الاختصارات والوحدات

لجنة الطاقة الذرية	AEC
الطاقة الذرية الكندية، المحدودة	AECL
المفاعل المتطور المبرد بالغاز	AGR
الجمعية الفيزيائية الامريكية	APS
مفاعل الماء المغلي	BWR
مفاعل البورانيوم - ديتريوم الكندي	CANDU
برنامج التعليمات الاتحادية	CFR
مفاعل التوليد في كلينچ ريفر	CRBR
وزارة الطاقة او الجهة الرسمية التي تعني بشؤون الطاقة	DOE
(منظومات) التبريد عند الطوارىء	ECC (S)
وكالة الحماية البيئية	EPA
معهد بحوث القدرة الكهربائية	EPRI
ادارة بحوث وتطوير الطاقة	ERDA
مفاعل التوليد السريع	FBR
منشأة اختبار التدخل السريع	FFTF
مفاعل (التوليد) السريع المبرد بالغاز	GCFR
منظومة ضخ الضغط العالي	HPIS
مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز	HTGR
مفاعل الماء الثقيل	HWR
وكالة الطاقة الذرية الدولية	IAEA
مفاعل التوليد السريع المبرد بالمعدن السائل	LMFBR
الحادثة المفاجئة لفقدان السائل المبرد	LOCA
منظومة ضخ الضغط الواطيء	LPIS
منطقة الكثافة السكانية الواطئة	LPZ
مفاعل التوليد المبرد بالماء الخفيف	MSBR
لجنة التنظيم النووية	NRC
منظومة تجهيز البخار النووية	NSSS
وعاء المفاعل المصنوع من الكونكريت المضغوط	PCRV

مفاعل الماء المضغوط	PWR
(منظومة) ازالة الحرارة المتبقية	RHR
تقرير تحليل السلامة	SAR
التغيير الطيفي لسيطرة المفاعل	SSCR

جدول العناصر

العنصر	الرمز	العددالذري	العددالكتلي للنظائر الاساسية(أ) (النسبة المئوية للحدوث الطبيعي)
الهيدروجين	H	١	١(٩٩,٩٨)، ٢(٠,٠٢)
الهليوم	He	٢	٤(١٠٠)
الليثيوم	Li	٣	٧(٩٣)، ٦(٧)
البيريليوم	Be	٤	٩(١٠٠)
البورون	B	٥	١١(٨٠)، ١٠(٢٠)
الكاربون	C	٦	١٢(٩٨,٩)، ١٣(١,١)
النيتروجين	N	٧	١٤(٩٩,٦)، ١٥(٠,٤)
الاوكسجين	O	٨	١٦(٩٩,٨)، ١٨(٠,٢)
الفلورين	F	٩	١٩(١٠٠)
النيون	Ne	١٠	٢٠(٩١)، ٢٢(٩)
الصوديوم	Na	١١	٢٣(١٠٠)
المغنيسوم	Mg	١٢	٢٤(٧٤)، ٢٦(١١)
الالمنيوم	Al	١٣	٢٧(١٠٠)
السيليكون	Si	١٤	٢٨(٩٢)، ٢٩(٥)
الفسفور	P	١٥	٣١(١٠٠)
الكبريت	S	١٦	٣٢(٩٥)، ٣٤(٤)
الكلور	Cl	١٧	٣٥(٧٦)، ٣٧(٤)
الارگون	Ar	١٨	٤٠(٩٩,٦)، ٣٦(٠,٣)
البوتاسيوم	K	١٩	٣٩(٩٣)، ٤١(٧)
الكالسيوم	Ca	٢٠	٤٠(٩٧)، ٤٤(٢)
السكانيديوم	Sc	٢١	٤٥(١٠٠)
التيتانيوم	Ti	٢٢	٤٨(٧٤)، ٤٦(٨)
الڤاناديوم	V	٢٣	٥١(٩٩,٨)، ٥٠(٠,٢)
الكروميوم	Cr	٢٤	٥٢(٨٤)، ٥٣(١٠)
المنغنيز	Mn	٢٥	٥٥(١٠٠)
الحديد	Fe	٢٦	٥٦(٩٢)، ٥٤(٦)

الكوبلت	Co	٢٧	٥٩(١٠٠)
النيكل	Ni	٢٨	٥٨(٦٨)، ٦٠(٢٦)
النحاس	Cu	٢٩	٦٣(٦٩)، ٦٥(٣١)
الزنك	Zn	٣٠	٦٤(٤٩)، ٦٦(٢٨)
الكاليوم	Ga	٣١	٦٩(٦٠)، ٧١(٤٠)
الجرمانيوم	Ge	٣٢	٧٤(٣٦)، ٧٢(٢٧)
الزرنيخ	As	٣٣	٧٥(١٠٠)
السيلينيوم	Se	٣٤	٨٠(٥٠)، ٧٨(٢٤)
البرومين	Br	٣٥	٧٩(٥١)، ٨١(٤٩)
الكريپتون	Kr	٣٦	٨٤(٥٧)، ٨٦(١٧)
الروبيديوم	Rb	٣٧	٨٥(٧٢)، ٨٧(٢٨)
السترونيوم	Sr	٣٨	٨٨(٨٣)، ٨٦(١٠)
الباترنيوم	Y	٣٩	٨٩(١٠٠)
الزركونيوم	Zr	٤٠	٩٠(٥١)، ٩٤(١٧)
النبوبيوم	Nb	٤١	٩٣(١٠٠)
المولبيديوم	Mo	٤٢	٩٨(٢٤)، ٩٦(١٧)
التكنيتيوم	Tc	٤٣	٩٩(جـ)
الروثينيوم	Ru	٤٤	١٠٢(٣٢)، ١٠٤(١٩)
الروهيديوم	Rh	٤٥	١٠٣(١٠٠)
الپالاديوم	Pd	٤٦	١٠٦(٢٧)، ١٠٨(٢٧)
الفضة	Ag	٤٧	١٠٧(٥٢,٤)، ١٠٩(٤٨)
الكادميوم	Cd	٤٨	١١٤(٢٩)، ١١٢(٢٤)
الانديوم	In	٤٩	١١٥(٩٦)، ١١٣(٤)
القصدير	Sn	٥٠	١٢٠(٣٣)، ١١٨(٢٤)
الانتموني	Sb	٥١	١٢١(٥٧)، ١٢٣(٤٣)
التيليوريوم	Te	٥٢	١٣٠(٣٤)، ١٢٨(٣٢)
اليود	I	٥٣	١٢٧(١٠٠)
الزينون	Xe	٥٤	١٣٢(٣٠)، ١٢٩(٢٦)
السيزيوم	Cs	٥٥	١٣٣(١٠٠)
الباريوم	Ba	٥٦	١٣٨(٧٢)، ٣٧(١١)
اللانثانيوم	La	٥٧	١٣٩(٩٩,٩)، ١٣٨(٠,١)
السيريوم	Ce	٥٨	١٤٠(٨٨)، ١٤٢(١١)
البريسيديميوم	Pr	٥٩	١٤١(١٠٠)
النيوديميوم	Nd	٦٠	١٤٢(٢٧)، ١٤٤(٢٤)

البردميثيوم	Pm	٦١	١٤٥(ج)
السماريوم	Sm	٦٢	١٥٢(٢٧)، ١٥٤(٢٣)
اليوربيوم	Eu	٦٣	١٥٣(٥٢)، ١٥١(١٤٨)
الگادلينيوم	Gd	٦٤	١٩٥(١٠٠)
التربيوم	Tb	٦٥	١٦٤(٢٨)، ١٦٢(٢٦)
الديسپروسيوم	Dy	٦٦	
الهولميوم	Ho	٦٧	١٦٥(١٠٠)
الايربيوم	Er	٦٨	١٦٦(٣٣)، ١٦٨(٢٧)
الثوليوم	Tm	٦٩	١٦٩(١٠٠)
البتربيوم	Yb	٧٠	١٧٤(٣٣)،١٧٢(٢٢)
اليتيتبوم	Lu	٧١	١٧٥(٩٧)، ١٧٦(٣)
الهافنيوم	Hf	٧٢	١٨٠(٣٥)، ١٧٨(٢٧)
التاتتاليوم	Ta	٧٣	١٨١(٩٩,٩٩)، ١٨٠(٠,٠١)
التنكستين	W	٧٤	١٨٤(٣١)، ١٨٦(٢٨)
الرهيتيوم	Re	٧٥	١٨٧(٦٢)، ١٨٥(٣٨)
الأوسميوم	Os	٧٦	١٩٢(٤٠)، ١٩٠(٢٦)
الايريديوم	Ir	٧٧	١٩٣(٦٣)، ١٩١(٣٧)
البلاتينيوم	Pt	٧٨	١٩٥(٣٤)، ١٩٤(٣٣)
الذهب	Au	٧٩	١٩٧(١٠٠)
الزئبق	Hg	٨٠	٢٠٢(٣٠)، ٢٠٠(٢٣)
الثاليوم	Tl	٨١	٢٠٥(٧٠)، ٢٠٣(٣٠)
الرصاص	Pb	٨٢	٢٠٨(٥٢)، ٢٠٦(٢٤)
البزموث	Bi	٨٣	٢٠٩(١٠٠)
البولونيوم	Po	٨٤	٢١٠(جـ)
الاستاتين	At	٨٥	٢١٥(جـ)
الردوت	Rn	٨٦	٢٢٢(جـ)
الفرانشيوم	Fr	٨٧	٢٢٣(جـ)
الراديوم	Ra	٨٨	٢٢٦(١٠٠)
الأكتينيوم	Ac	٨٩	٢٢٧(جـ)
الثوريوم	Th	٩٠	٢٣٢(١٠٠)
البروناتينيوم	Pa	٩١	٢٣١(١٠٠)
اليورانيوم	U	٩٢	٢٣٨(٩٩,٣)، ٢٣٥(٠,٧)
النيتونيوم	Np	٩٣	٢٣٧(جـ)
البلوتونيوم	Pu	٩٤	٢٣٩(جـ)

الأمريسيوم	Am	٩٥	٢٤١(جـ)
الكوريوم	Cm	٩٦	٢٤٤(جـ)
البركيليوم	Bk	٩٧	٢٤٩(جـ)
الكلفورنيوم	Cf	٩٨	٢٥٢(جـ)
الانشتانيوم	Es	٩٩	٢٥٣(جـ)
الفيرميوم	Fm	١٠٠	٢٥٥(جـ)
المنديلفيوم	Md	١٠١	٢٥٦(جـ)
النوبليوم	No	١٠٢	٢٥٤(جـ)
اللورينشيوم	Lr	١٠٣	٢٥٦(جـ)
		١٠٤	٢٥٧(جـ)
		١٠٥	٢٦٠(جـ)

(ا) عندما يحدث اكثر من نظير بصورة طبيعية، فقد ذكرنا هنا النظرين الاكثر حدوثا
(ب) نظائر الهيدروجين ذات كتل ٢ و٣ لها اسماؤها.
(جـ) المقصود هنا النظائر الاكثر اهمية.

وحدات متفرقة ومكافئاتها

التدوين العددي العلمي

العدد × $10^{ن}$ يعني «اضرب العدد في ١٠ لـ ن من المرات (او اقسم اذا ن كمية سالبة)».

الوحدات الاساسية في النظام المتري

الكمية	الوحدة	(الاختصار)		
الكتلة	غرام	(جم	gm)	
الطول	متر	(م	m)	
الوقت	الثانية	(ثا	Sec)	
القوة	نيوتن	(نت	n)	=كغم ـ م/ثا٢
الضغط	باسكال	(پاسكال	Pa)	=نيوتن/م٢
الطاقة	جول	(جول	j)	=نيوتن ـ متر
القدرة	واط	(واط	W)	=جول/ثانية

حاصل ضرب اي وحدة اساسية يمكن ان يتم باستعمال التصدرات (Prefixes) التالية:

اضرب	التصدر (الاختصار)
10^{9} (بليون)	گيگا (G)
10^{6} (مليون)	ميگا (M)
10^{3} (الف)	كيلو (K)
10^{-3} (جزء من الف)	ميلي (m)
10^{-6} (جزء من مليون)	ميكرو (μ)
10^{-9} (جزء من بليون)	نانو (n)

الوحدات المتعلقة بالطاقة

1MeV= ١ مليون الكترون فولت ((ev)= ١,٥٢ × 10^{-6} =Btu ١,٦×10^{-13} واط – ثانية (او جول)

1 1Btu = وحدة حرارية بريطانية = ١,٠٥ × ١٠^٣ جول
١كيلو وات - ساعة (KWh)= ٣٤١٣ وحدة حرارية بريطانية (Btu) = ٣,٦×١٠^٦ جول
١ميكا وات - يوم (MWd) = ٨,٢ × ١٠^٧ وحدة حرارية بريطانية Btu= ٨,٦ × ١٠^١٠ جول
ناتج طاقة الانشطار النموذجي = ٢٠٠ مليون الكترون فولت Mev = ٣,٠×١٠^-١٤ وحدة حرارية بريطانية (Btu)
= ٠,١٪ من كتلة اليورانيوم - ٢٣٥*
١كيكا واط = ١٠٠٠ ميكا واط؛ ١ ميكا واط = ١٠٠٠ كيلو واط؛ ١كيلو واط = ١٠٠٠ واط
١ واط = ١ جل/ ثانية

الوحدات المتعلقة بالكتلة

١ وحدة كتلة ذرية (amu)= ١/١٢ × كتلة الكاربون - ١٢ = ١,٦٦× ١٠^-٢٤ غرام = ٩٣١,٤٤ مليون الكترون فولت (MeV)*
كتلة النيوترون = ١,٠٠٨٧ وحدة كتلة ذرية (amu)= ١,٦٧×١٠^-٢٤ غرام = ٩٣٩,٥ مليون الكترون فولت (Mev)
كتلة الالكترون (جسيمة بيتا)=١/١٨٣٦× كتلة البروتون= ٠,٥١١ مليون الكترون فولت (MeV)*
كتلة اليورانيوم - ٢٣٥ =٢٣٥,٠٤ وحدة كتلة ذرية (amu)
١ طن متري (ميكا غرام Mg او Tc) = ٢٢٠٥ باوند = ١٠٠٠كغم
اباوند (lb)=٤٥٤غرام = ٠,٤٥٤كغم
١طن بريطاني = ٢٠٠٠ پاوند = ٩٠٧ كغم = ٠,٩٠٧ ميكا غرام (Mg)

مكافيء درجة الحرارة

(درجة الحرارة المئوية: مْ)
درجة الحرارة المطلقة: مط=م + ٢٧٣
درجة الحرارة الفهرنهايتية: فْ = ٩/٥مْ+٣٢
درجة الحرارة بالرانكن = ٩/٥مْ + ٤٩٢=فْ+ ٤٦٠

---

*مكافيء الطاقة الكتلي

الاشعاع

١كوري (Ci) = ٣,٧×١٠^١٠ تحلل/ ثانية
١راد rad= ٠,٠١ جول/ كغم (الطاقة المترسبة)= ١٠٠٠ ميلي راد (mrad)

الجرعة المكافئة بالريم = الجرعة بالراد × التأثيرية البايولوجية النسبية
١ ريم = ١٠٠٠ ميلي ريم (mrem)

متفرقات

1 =سنتمتر (Cm) = ٠,٠١ ميتر (m)
1 إنج in = ٢,٥٤سم = ٠,٢٥٤ متر.
١ قدم (ft) = ٣٠,٤٨سم = ٠٣٠٤٨و٠ متر
١ بارن =١٠$^{-٢٤}$ سم^{٢}
١ قدم مكعب = ٢٨,٣ لتر = ٢,٨٣ × ١٠^{٤} سم^{٣} = ٠,٠٢٨٣م^{٣}
١ غالون = ٣,٧٨ لتر
الضغط الجوي ≃ ١٤,٧ باوند/ انج مربع (Psi)
١ پاوند /أنج مربع =٠,٠٠٦٩ ميكاپاسكال ((MPa)

الملحق /ب/

التفاعلات، المقاطع العرضية والمهدىء

العملية الاساسية التي تجري في المفاعل وهي ادامة التفاعل المتسلسل، هي عملية نووية، بخلاف العملية «الذرية» او «الكيمياوية» التي تحدث خارج نواة الذرة. إن هذه العملية تعتمد على التفاعلات بين النويات الذرية او «اجزاء» منها لغرض استمراريتها ان الطاقة الناتجة عن الانشطارات النووية هي بسبب الفروقات في الطاقة الكامنة (أو، لنقل، الكتلة) للدقائق الاولية والنهائية. علاوة على ذلك ، في المفاعلات النووية الحالية، المسبب الاساسي للانشطارات النووية، هو النيوترن، الذي يتباطيء بسبب الاصطدامات النووية، وبتلك الوسيلة فأنه يزيد من احتمالية احداث الانشطار.

ان القانون الفيزيائي الاساسي الذي يكون المفاعل النووي محكوما به في تواجده هو قانون حفظ الطاقة. ان هذا القانون يجب ان يؤخذ في مضمونه الاكثر عمومية، اي، يجب ان يتضمن الحقيقة هو ان كمية الكتلة لها مايكافؤها من الطاقة، الطاقة = الكتلة × مربع سرعة الضوء، ($E=mc^2$)، حيث C تمثل سرعة الضوء. لقد كان مفهوما قبل هذا القرن، بأنه عند التصادم بين اثنين او اكثر من الجسيمات، اذا كانت الجسيمات الخارجة مختلفة عن الجسيمات الداخلة، يبقى قانون حفظ الطاقة صحيحا، واضعين في الحسبان تعديل الطاقات الداخلية للجسيمات، فقط في هذا القرن قد تم التمييز ان هذا التعديل يظهر نفسه كتغيير في الكتلة. النتيجة هو انه حفظ

الطاقة غالبا ماينظر اليه بالنص الذي مفاده ان التغيير في الطاقة الحركية للمنظومة يكون متعادلا بالتغيير الحاصل في كتلة المنظومة. كمثال على ذلك ، نأخذ التفاعل التالي:

اليورانيوم - ٢٣٥ + نيوترون حراري ← ٢ شظايا انشطار +٢ نيوترون +٢٠٠ مليون الكترون فولت (MeV) (حيث الـ٢٠٠ مليون الكترون فولت يمكن ان تظهر نفسها كأشعة گاما، النيوترينو، الطاقة الحركية، و، لربما ، انتاج بعض الالكترونات). ان حفظ الطاقة يكون ضمنياً في هذا كما في مقدار الكتلة والطاقة للجسيمات الاولية يعادل الكتلة والطاقة للجسيمات النهائية + ٢٠٠ مليون الكترون فولت (MeV).

آخذين بالاعتبار ان قانون حفظ الطاقة هو من المسلمات ، يمكن ان يقال الكثير في مثل هذا التفاعل . كميات اخر، مثل الزخم الخطي (كمية الحركة الخطية) والزخم الزاوي، ستكون محفوظة. الاكثر اهمية لاغراضنا، هو انه يمكن ان نصف بطريقة دقيقة احتمالية النواتج المختلفة لبعض الشروط الاولية..

اعتبر التفاعل بين جسيمتين وإفترض، للحظة، ان كلا من الجسيمتين قد نجتا من «التصادم»، لكن يمكن ان تتغير حالتهما الحركية. الاحتمالية الكلية لمثل هذا التفاعل يمكن قياسها بواسطة المقطع العرضي σe، حيث كلمة «المرن» تعني ان الجسيمات نفسها لم يطرأ عليها تغيير. (تأريخيا، انها تعني انه لم يحصل فقدان بالطاقة الحركية نتيجة للتصادم، لكن كما نوقش اعلاه، هذا يجب ان يكون حقيقيا اذا لم يطرأ تغيير على الجسميات وانه لم ينتج نتيجة لذلك جسيمات جديدة). حادثة التشتت كهذه يمكن ان تعين بتفصيل اكثر. احد التعيينات الاساسية هو الاتجاه الذي يتشتت فيه احد الجسيمات ، بالنسبة الى الاتجاه الاصلي، الاعتماد الزاوي يجب ان يؤخذ بالتفصيل للوصول الى بعض النتائج المتعلقة بتهدئة النيوترون كما مبين ادناه.

التسوية النسبية (normalization) للمقاطع العريضة هي حالة طبيعية، متوافقة مع تفسيرها على انها مساحة التصادم التأثيرية. اعتبر حالة اصطناعية يكون لدينا فيها ن من الاهداف، كل منها مساحته σ، وكقذيفة نقطية يمكن ان تتفاعل مع هدف (وفقط في هذه الحالة يمكن ان تضرب احد هذه المساحات σ. فاذا صوبنا قذائفنا على مساحة A التي فيها ن من الاهداف المنتشرة، فأن احتمالية التفاعل هي بصورة واضحة تكون نسبة Nσ الى A. لمعظم الانواع العامة من التفاعلات، «المقطع العرضي» σ يعرف على انه احتمالية التفاعل وهو في هذه الحالة يكون Nσ/A.
نفس هذا التعريف يمكن ان يطبق الى النتائج الممكنة من التفاعلات غير التفاعل الناتج من التشتت المرن، مثل:

(١)الجسمان المتفاعلان يمكن ان «يتلاصقا» سوية وبصورة تأثيرية كما هو في حالة قنص النيوترون، حيث النواة تمتص النيوترون، معطية اشعة گاما في هذه العملية المقطع العرضي في هذه الحالة يكون مطابقا للأقتناص σc

(٢)اثنان او اكثر من الجسيمات المختلفة يحتمل ان تنشأ من التفاعل. المثال الاكثر اهمية لهذه الحالة، للمفاعلات، هو الانشطار، حيث المقطع العرضي هو σf. الامكانية الاخرى في هذا الصنف من التفاعل هي:

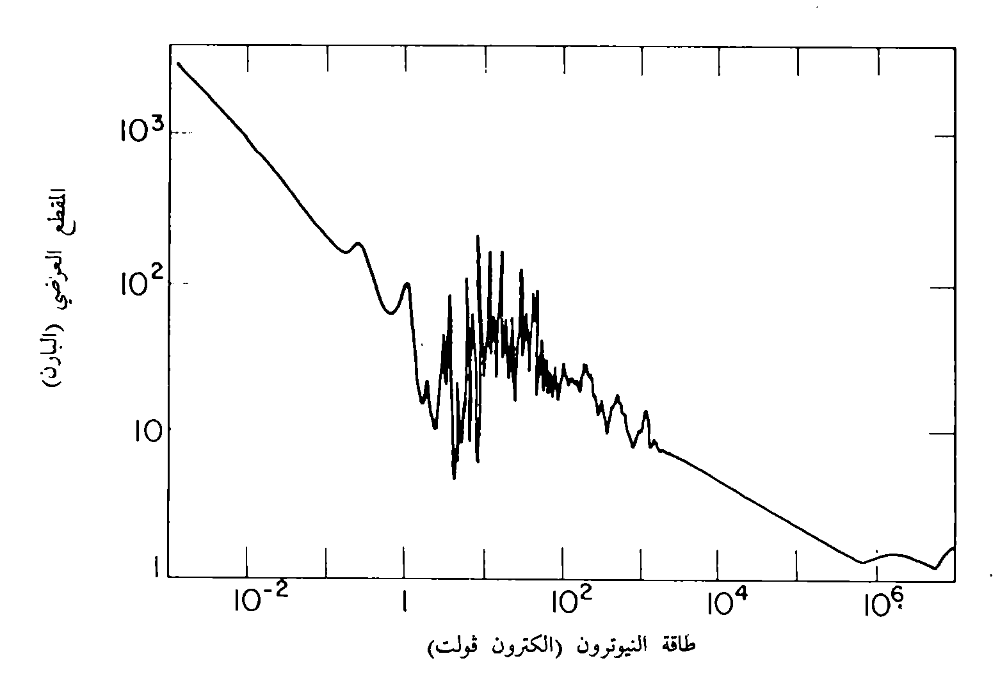
نيوترون + نواة← نيوترون + نيوترون + نواة جديدة

للحالة الاولية المنفردة، مجموع المقاطع العريضة لجميع النواتج غير التشتت المرن هو المقطع

العرضي الامتصاصي، الذي يتكون نتيجة لتفاعل نيوترون مع نواة من اجزاء عديدة، متضمنة الاثنين المبنية اعلاه ......+σa=σf+σc. الاتزان بين σf و σc هو حالة مهمة لاي وقود نووي (انظر الملحق جـ).

هذه المقاطع العرضية تعتمد بصورة مهمة على الطاقة. لاجل المثال، المقطع العرضي الانشطاري لليورانيوم - ٢٣٥ مبين بصورة تخطيطية في الشكل ب ـ ١. المقطع العرضي كبير بصورة نسبية في الطاقة الواطئة، السبب في ذلك هو «التهدئة» للنيوترونات بعيدا عن الطاقات في مدى المليون الكترون فولت التي تمتلكها النيوترونات عند منشأها من حوادث الانشطار.

تتحقق التهدئة (كما هو معمول به في المفاعلات الحرارية) عن طريق استخدام كمية كبيرة من المادة ذات العدد الكتلي الواطيء والتي معها يتم تصادم النيوترونات، ان المادة المستخدمة لهذا الغرض هي الهيدروجين الذي نواته لها نفس **كتلة** النيوترون لاحتوائها على بروتون واحد وعليه، يمكن للهيدروجين ان يتقبل جزء كبيرا من طاقة النيوترون كطاقة ارتداد، من حيث ان النواة الثقيلة (تعني، ذات كتلة كبيرة) يمكن ان تتقبل فقط كمية صغيرة من الطاقة في حالة التصادم المرن. يمكن ادراك هذا باعتبار التصادمات المرنة (بصورة اساسية، تصادمات كرة البليارد)



شكل ب ـ ١ مخطط للمقطع العرضي الانشطاري لليورانيوم ـ ٢٣٥.
الاعتماد الكلي للمقطع العرضي الانشطاري لليورانيوم ـ ٢٣٥ على الطاقة يكون معتدل السلوكية، ماعدا للمنطقة التي يسبب فيها الرنين تغيرا سريعا في المقطع العرضي مع الطاقة.

لنموذجين من الهدف. اذ كان الهدف له نفس كتلة القذيفة النيوترونية، فان النيوترون في حالة التصادم الكلاسيكي المباشر سوف يتوقف نتيجة لتحويل جميع طاقته الى الهدف الذي بعدئذ سيتقدم بنفس السرعة التي كان يمتلكها النيوترون في الاصل. في حالات اخرى اكثر تطرفا اذا كان الهدف اثقل بكثير من النيوترون، فان النيوترون ببساطة سيرتد الى الخلف، وتكون طاقته الجديدة اقل بقليل من طاقته القديمة. ولو ان التفاصل الدقيقة تعتمد على طاقة النيوترون وعلى الاعتبارات الزاوية، حيث يمكن ان نبين انه لجعل النيوترونات حرارية فأنه يتطلب العديد من التصادمات الضرورية مع الاهداف الثقيلة عما هو مع الاهداف الخفيفة . لتكن اكثر دقة، يمكن ان نعبر عن النتيجة بدلالة لوغاريتمية، نعني ، ان معدل التناقص (لكل تصادم) في اللوغاريتم الطبيعي لطاقة النيوترون هو:

$$\xi = (\ln E_{initian} - \ln E_{final})_{avc} = 1 + [(A - 1)^2 /2A] \ln [(A - 1) / (A + 1)]$$

حيث A عدد النيوكلونات في نواة الهدف. في حالة $A=1$ (نواة ذرة الهيدروجين، نعني - **البروتون**)، فان ξ تساوي واحدا بصورة فعلية؛ في الحالة $A>1$ فأن ξ تكون بصورة تقريبية مساوية الى $2/(A+2/3)$. بالمعدل (ليس ضروريا ان يكون بصورة مباشرة) فان التصادم مع البروتون، يؤدي بطاقة النيوترون الى ان تحسم الى 1/2.72 من طاقته الاولية. للتأكد على هذه النقطة، فأنه لحسم طاقة النيوترون الى ثمان مراتب من القيمة ، مثلا من 2Mev (الطاقة النموذجية للنيوترون الانشطاري) الى الطاقة الحرارية 1/40 الكترون فولت) فأنه يتطلب:

$$\ln (2\times10^6) - \ln (1/40) /1 = 18$$

من التصادمات مع البروتونات. الاعداد المطابقة لبعض العناصر الاخرى المهمة هي العدد ٢٥ في حالة الديتيريوم، العدد ٤٣ في حالة الهليوم، العدد ٨٦ في حالة البريليوم العدد ١١٤ في حالة الكاربون، والعدد ٢١٧٢ في حالة اليورانيوم.

المقياس الاكثر فائدة لتأثيرية المادة المهدئة يكمن في المقطع العرضي للتصادم والكثافة الذرية لمراكز التشتت في المادة. ان هذه الكمية هي «القدرة التباطئية» وهي كما يلي:

$$S = \Sigma_i N_i \sigma_i e \xi_i$$

حيث i يطابق الى نموذج الذرة i في المادة المهدئة، N يمثل عدد الذرات في وحدة الحجم، σ_e يمثل المقطع العرضي المجهري للتشتت المرن، ξ يمثل معدل التناقص اللوغاريتمي. S يمثل معدل التناقص اللوغاريتمي بوحدة الطول التي يقطعها النيوترون.

القدرة التباطئية لاتأخذ في الحساب امكانية امتصاص النيوترون من قبل المهديء؛ المهدى الذي يسرق من المنظومة العديد من النيوترونات والذي يمكن ان يكون عديم الفائدة . الكمية المفيدة هي «نسبة التهدئة».

$$S/\Sigma_i N_i \sigma ia$$

حيث σ ia يمثل المقطع العرضي الامتصاص المجهري للمكون i. قي الاساس، هذه هي قدرة التباطيء الى القدرة الامتصاصية.

جدول ب ـ ١
خواص تباطيء المهدئات

المهدیء	قدرة التباطيء(سم$^{-1}$)	نسبة التهدئة
الماء الاعتيادي	١,٢٨	٥٨
الماء الثقيل	٠,١٨	٢١٠٠٠
الهليوم(أ)	$١٠^{-٥}$	٤٥
البريلبوم	٠,١٦	١٣٠
الكرافيت	٠,٠٦٥	٢٠٠

(أ) في الضغط الجوي ودرجة الحرارة الاعتيادية
المرجع:

S. Glasstone and A. Seonske, Nucleur Reactor Engineering (Van Nostrand Reinhold, New York, 1963),

اعيد كتابة الجدول هنا بعد اخذ ترخيص بذلك.

هاتان الكميتان الاخيرتان تعتمدان بقوة على الطاقة، من حيث انهما تتضمنان المقاطع العرضية المعتمدة على الطاقة. مع ذلك ، من الملائم تعبيرها، لتكون مفيدة. بعض النتائج المبنية في جدول ب ـ ١ تكون موضحة. هناك يمكن ملاحظة الماء الثقيل، ولكونه يمتص النيوترونات بندرة ، فأنه يمتلك نسبة تهدئة اكبر بكثير من المواد الاخرى. (هذا هو احد الاسباب في ان مفاعل الكاندو CANDU يمكن ان يطيل في التفاعل المتسلسل لفترات طويلة من الوقت باستخدام اليورانيوم الطبيعي فقط كوقود).

الملحق /جـ /

مواصفات وخصائص الوقود النووي

ان الجزء الرئيسي الذي يدخل في تركيب المفاعل النووي هو المادة الانشطارية الموجودة داخل قلب المفاعل. ان الطاقة التي يزودنا بها المفاعل تعتمد على عدد تفاعلات الانشطار التي تحصل خلال عملية التفاعل المتسلسل والذي تعتمد مسألة استمراريته على النيوترونات التي تتولد في اثناء عملية الانشطار ذاتها. ان معدل الطاقة المتحررة في كل تفاعل انشطار تقدر بحوالي Mev 200 مليون الكترون فولت (حوالي ٧٧ مليون وحدة حرارية بريطانية Btu او ٢٢ الف كيلو واط ساعة

كحرارة لكل غرام من اليورانيوم -٢٣٥ يعاني انشطارا) ان اغلب هذه الطاقة تتحرر كطاقة حركية لنواتج الانشطار حيث تسير بسرعة عالية ولكن بالرغم من ذلك فانها توقف داخل الوقود نفسه مودعة كل طاقتها داخله والتي تتحول بدورها الى حرارة مسببة ارتفاع درجة حرارة الوقود. هناك جزء اخر من الطاقة يتم نقله بواسطة الجسيمات المنطلقة اثناء الانشطار او كنشاط اشعاعي مثل (n, α, ß, γ, ν) (النيوترونات، اشعة الفا، اشعة بيتا، اشعة كاما، والنيوترينو) حيث ان الطاقة التي تحملها النيوترينو بحدود بضة ملايين الكترون فولت (بضعة Mev) وهي تهرب من المفاعل في اغلب الاحيان.

ان العناصر الانشطارية هي التي تتميز بكون طاقة القطع الانشطارية هي صفر وهي كما ذكرت في الجدول (١ ـ جـ) تتمثل باليورانيوم ـ ٢٣٥، ٢٣٣ والبلوتونيوم ـ ٢٣٩، اما النظائر الاخرى والتي طاقة القطع لها اكبر من الصفر هي العناصر الخصبة مثل الثوريوم ـ ٢٣٢، اليورانيوم ـ ٢٣٨ وهي التي تولد مواداً انشطارية بعد امتصاصها نيوترون واحد واطلاقها اشعة كاما وبيتا. على كل حال فان المواد الخصبة عرضه لانشطار بواسطة النيوترونات السريعة «الانشطار السريع». ان المواد الانشطارية تعتبر الممول لعمليات الانشطار والنيوترونات في المفاعل عندما يتم تهدئة وتبطئة النيوترونات بسرعة لكي يستمر التفاعل المتسلسل وتقل الخسارة في عدد النيوترونات المتسربة الى الخارج (انظر الملحق ب).

ان اغلب المواد التي تم الحديث عنها هي مواد مشعة وذات نصف عمر فيزياوي معين. ان هذا لاينطبق كليا على المواد الانشطارية وذلك لان طول عمرها الفيزياوي طويل جدا (لاحظ الجدول ٢ـ جـ) ولكن لها تأثيرات سلبية بالنسبة للسكان، بالرغم من ذلك فأن القابلية على اطلاق الاشعاع ذات فائدة في العمليات الوسطية للتحولات التي تجري عند توليد المواد الانشطارية من المواد الخصبة. ان المقصود بهذه التحولات هي طرق الاضمحلال للنشاط الاشعاعي حيث تتميز نواتج الاضمحلال الوسطية في بعض الاحيان بنصف عمر طويل. كمثال على ذلك يمكن النظر الى توليد اليورانيوم -٢٣٣، والناتج عن امتصاص نيوترون واحد من قبل الثوريوم -٢٣٢ محررا اشعة كاما ومكونا الثوريوم -٢٣٣ والذي بدوره يطلق اشعة بيتا ليولد البروتكتينيوم (Pa ـ ٢٣٣)، وبعد ان يطلق Pa ـ ٢٣٣ اشعة بيتا يتحول الى اليورانيوم ـ ٢٣٣. ان التأثير السلبي في هذا الطريق يتأتى من كون Pa ـ ٢٣٣ ذو نصف عمر طويل وبذلك فان احتمال امتصاصه الى نيوترون قبل اطلاقة اشعة بيتا وتحول الى يورانيوم ـ ٢٣٣ وارد وهذا له مزدود سلبي على نسبة التحويل. ان الجدول (٢ ـ جـ) يحوي معلومات على اهم العناصر الموجودة في المفاعل بعد ان لاحظنا ان النيوترونات التي تولدت نتيجة الانشطار قد تولد انشطارات اخرى (بتفاعلها مع مواد انشطارية اخرى) او ان تستغل في توليد مواد انشطارية من المواد الخصبة. ان الجدول (٣ ـ جـ) يعطي قيم المقطع العرضي لتفاعل الانشطار البطيء «slow» او الحراري والناتج عن تفاعل النيوترونات البطيئة (الحرارية) مع المواد الانشطارية.

ان المواد الانشطارية U ـ ٢٣٥، U ـ٢٣٣ و P_U ـ٢٣٩ لها خاصية متميزة في كون نسبة تفاعلات الانشطار الى تفاعلات الامتصاص (غير انشطارية) عالية وهذه خاصية جيدة لاتؤدي الى خسارة كبيرة في تركيز المواد الانشطارية. في الواقع ان الثوريوم ـ ٢٣٢ له مقطع عرضي لتفاعل الامتصاص اكبر من ذلك لليورانيوم ـ ٢٣٨ وذلك يوضح سبب ارتفاع بنسبة التحويل

بالنسبة لدورة وقود الثوريوم عما هي عليه النسبة في دورة وقود البلوتونيوم، هناك عامل اساسي يجب ملاحظته وهو عدد النيوترونات الناتجة عن تفاعل انشطار واحد U وهي القيمة المعطاة في العمود الاول من الجدول (٤ ـ جـ). ان هذا العدد هو عملة المفاعل في دعم اقتصادية نيوتروناته، ولكن بما ان اقتصادية النيوترونات تتطلب معرفة ماهو المردود الذي نحصل عليه من امتصاص كل نيوترون (حتى تلك التي تمتص ولا تقود الى انشطار) لذلك يمكن تصحيح قيمة U باستخدام نسبة تفاعلات الامتصاص الى تفاعلات الانشطار لكي نحصل على قيمة ايتا (η) والتي هي عدد النيوترونات المتحررة يعد امتصاص نيوترون واحد (بأي طريق كان). هناك قيمة اخرى لمثل هذا التعريف وهي قيمة η ولكن في هذه الحالة فان النيوترون الممتص هو من النيوترونات السريعة ولذلك فان قيمة η يمكن ان تسمى η(سريعة). ان اليورانيوم ـ ٢٣٣ يحرر

الجدول (حـ ـ ١) بعض النظائر الانشطارية المهمة

النواة/ المادة	طاقة النيوترون (Mev)	معدل الطاقة المتحررة عن الانشطار الحراري (Mev)
الثوريوم ـ ٢٣٢ الخصب	١,٤	-
اليورانيوم ـ ٢٣٣ الانشطاري	.	١٩٨
اليورانيوم ـ ٢٣٥ الانشطاري	. .	٢٠٢
اليورانيوم ـ ٢٣٨ الخصب	٠,٦	-
البلوتونيوم ـ ٢٣٩ الانشطاري	.	٢١٠

دورة اليورانيوم ـ البلوتونيوم $^{238}U+n \xrightarrow{\gamma} {}^{239}U \xrightarrow{\beta} {}^{23}NP \xrightarrow{\beta} {}^{239}PU$

دورة الثوريوم ـ اليورانيوم $^{232}Th + N \xrightarrow{\gamma} {}^{233}Th \xrightarrow{\beta} {}^{233}Pa \xrightarrow{\beta} {}^{233}U$

الجدول (جـ - ٢) النشاط الاشعاعي للمواد النووية

النواة	نوع الاشعاع	نصف العمر الفيزياوي
^{٢٣٢}Th	α	$١,٤١\times١٠^{١٠}$ سنة
^{٢٣٨}U	α	$٤,٥١\times١٠^{٩}$ سنة
٢٣٥ - U	α	$٧,١\times١٠^{٨}$ سنة
٢٣٣ - Th	ß	٢٢,٢ دقيقة
٢٣٣ - Pa	ß	٢٧,٠ يوم
٢٣٣ - U	α	$١,٦٢\times١٠^{٥}$ سنة
٢٣٩ - U	ß	٢٣,٥ دقيقة
٢٣٩ - NP	ß	٢,٣٥ يوم
٢٣٩ - PU	α	$٢,٤٤\times١٠^{٤}$ سنة
٢٣٢ - U	$\alpha + \gamma$	٧٢ سنة

الجدول (حـ - ٣) المقطع العرضي لتفاعلات النيوترونات الحرارية (لاحظ الملحق ب)

النواة	المقطع العرضي للنشطار (barns)	المقطع العرضي للامتصاص (barn)	نسبة الامتصاص الانشطار
٢٣٢ -Th	—	٧,٤	—
٢٣٣ - U	٥٢٧	٥٤	٠,١٠٢
٢٣٥ - U	٥٧٧	١٠٦	٠,١٨٤
٢٣٨ - U	—	٢,٧	—
٢٣٩ - PU	٧٤٢	٢٨٧	٠,٣٨٧

جدول رقم (٤ - جـ)

النيوترونات المتحررة بعد امتصاص نيوترون واحد وحدوث انشطار في المواد الانشطارية

النواة	(U) للتفاعل الانشطاري الحراري	(η) عن امتصاص نيوترون حراري	(η) عن امتصاص نيوترون سريع
U - ٢٣٣	٢,٥	٢,٢٧	٢,٦
U - ٢٣٥	٢,٤٣	٢,٠٦	٢,١٨
PU - ٢٣٩	٢,٩	٢,١٠	٢,٧٤

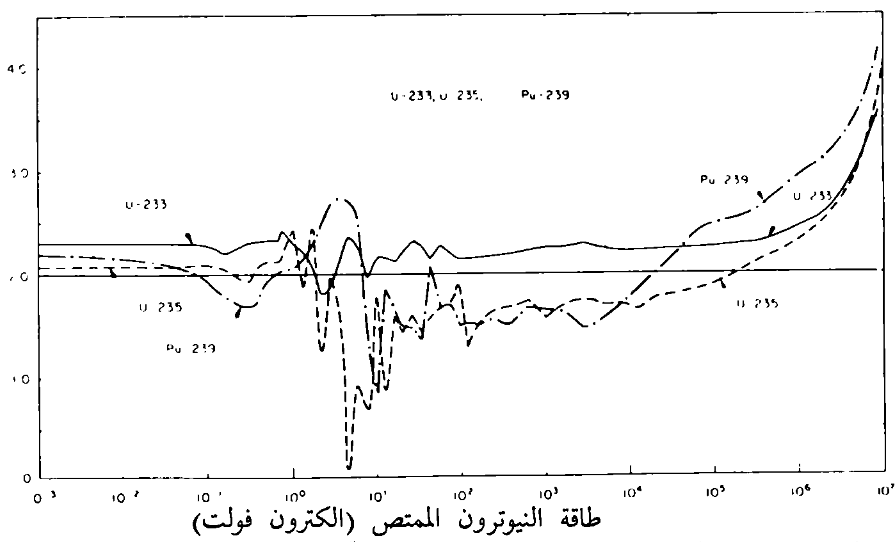
اكبر عدد من النيوترونات لكل نيوترون يتفاعل معه فيها اذا استخدم في المفاعلات الحرارية. بما ان الثوريوم يمكن ان يتحول بسهولة الى يورانيوم - ٢٣٣ فان هذا يمكن ان يعتبر كدلالة على افضلية دورة وقود الثوريوم على دورة البلوتونيوم بالنسبة لمفاعلات التوليد السريعة، فان اليورانيوم - ٢٣٥ يبدو القريب الضعيف الذي لايستطيع المساهمة في هذا المجال بالمقارنة مع اليورانيوم - ٢٣٣ والبلوتونيوم - ٢٣٩ حيث ان اليورانيوم - ٢٣٥ لايحرر سوى مايتجاوز النيوترونين بقليل وهي التي لاتكون الا كافية لكي تمضي الطريق في استمرار التفاعل المتسلسل مع الاخذ بنظر الاعتبار الخسارة في تسرب عدد من النيوترونات. ان الحاجة في مفاعلات التوليد تبدو اكبر من ذلك حيث هناك حاجة الى نيوترون واحد لاحداث التفاعل واستمراره ونيوترون اخر يتفاعل لكي يولد نواة انشطارية بديلة عن التي احترقت ويجب توفير كمية من النيوترونات اضافة الى هذين النيوترونين لاغراض توليد مواد انشطارية اضافية ، هذا بالاضافة الى خسارات التسرب.

في الحقيقة بالرغم من ان الارقام المذكورة في الجدول (٤ - جـ) تبدو ظاهريا وكأنها قريبة من بعضها ولذلك فهي قد لاتبدو عالية بالمستوى الذي يستطيع ان ينهض بمهمة توليد النوى الانشطارية وبنسبة تحويل مناسبة وذلك للاسباب التالية:

١- ان هذه الارقام تعكس لنا نتائج القيم لتفاعلات الانشطار بواسطة النيوترونات الحرارية والسريعة مهملة مناطق طيف الطاقة الوسطي. لذلك بالرغم من ان قيمة ايتا (η) في منطقة الطاقة الحرارية (الواطئة ١/٤٠ الكترون فولت) تبدو قريبة من القيمة الحقيقية بالنسبة لمستوى طاقة النيوترونات الواقعة بين ٠,٠١ - ١ الكترون فولت بالنسبة لليورانيوم - ٢٣٣ و- ٢٣٥ وان قيمة η اقل من القيمة ٢ في اغلب هذا المدى من الطاقة بالنسبة للبلوتونيوم -٢٣٩.

٢- ان هذه القيم لاتأخذ بنظر الاعتبار الاهمية النسبية لتفاعل اقتناص النيوترون من قبل المواد الخصبة بالمقارنة مع تفاعل هذه النيوترونات وامتصاصها من قبل التراكيب الداخلية للمفاعل.

ان عرضا شاملا ومفصلا لسلوك ايتا (η) كدالة للطاقة مبين من الشكل (١ - جـ). كملاحظة اخيرة فانه بالرغم من ان الحديث كان حول المفاعل الحراري والسريع ولكن يجب القول هنا ان اليورانيوم - ٢٣٣ يمتلك سلوكا يمكن في الحقيقة ان يعمل حتى في مستويات الطاقة المتوسطة.

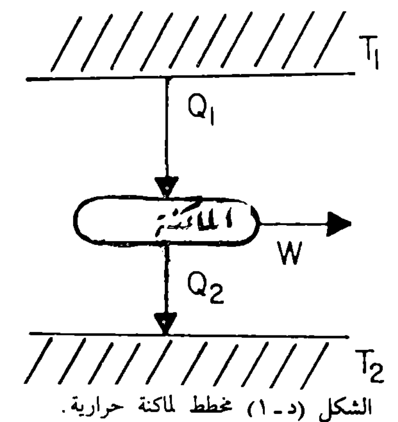


الشكل (١ ـ جـ) شكل يوضح تغير عدد النيوترونات الناتجة عن كل تفاعل بسبب امتصاص نيوترون واحد من قبل المادة الانشطارية وذلك كدالة لمستوى طاقة النيوترون المتفاعل.

الملحق /د/ الكفاءة الحرارية والتبريد

ولو ان مفاعل الماء الخفيف الكبير يولد الحرارة بمعدل ٣٠٠٠ ميكاواط، فأن الناتج الكهربائي للمحطة هو فقط ١٠٠٠ ميكاواط كهرباء، ممثلا كفاءة تحويل تعادل ٣٣٪. الحقيقة ان هذه الكفاءة اقل بكثير من الواحد وانها تعكس بصورة رئيسية التحديد الاساس للكفاءة «لمعدات الحرارة» التي تمثل الالات التي بواسطتها يتم تحويل الطاقة الحرارية الى طاقة ميكانيكية.

الماكنة الحرارية يمكن ان تكون مثالية كسحب الحرارة من مستودع كبير بدرجة حرارة مثبته T_1، ومشتغلة بطراز دوري، محولة جزء من هذه الطاقة الى شغل، بينما تقوم بقذف البقية الى مستودع كبير ثان وبدرجة حرارة T_2، اوطىء من T_1 (انظر شكل د ـ ١). للالة العاملة لمدى معين من درجات



الشكل (د ـ ١) مخطط لماكنة حرارية.

يتم تزويد كمية من الحرارة Q_1 الى الماكنة من المستودع الذي درجة حرارته Q_2 تقذف الى المستودع بدرجة حرارة اوطىء هي T_2

الحرارة، يمكن ان يستعمل ارتباط هذه الالات المثالية لتمثيل المنظومة. كفاءة ماكنتنا هـذه ممثلة بالنسبة Q_1 , W حيث Q_1 تمثل كمية الحرارة المسحوبة من المستودع ذي الدرجة الحرارية العالية و W يمثل الشغل المنجز من قبل الماكنة. بواسطة قانون حفظ الطاقة يمكن حساب الشغل المنجز من قبل الماكنة اي $W = Q_1 - Q_2$، حيث Q_2 تمثل الحرارة المقذوفة الى المستودع ذي الدرجة الواطئة. هذه التعليقات تفترض، بصورة جلية، ان الطاقة الداخلية للماكنة الحرارية نفسها لاتتغير، على الاقل من دورة لاخرى (الدورة التالية). (اي الة دورية تفي بهذا المتطلب من حيث، في نهاية كل دورة، انها تعود الى حالتها في نهاية الدورة السابقة).

انه سؤال اساسي في الثرموداينمك ان نسأل ماهي احسن كفاءة ممكنة للماكنـة العاملة بـين درجات الحرارة T_1و T_2. يعثر على الاجابة بأخذ ماكنة كارنوت «كارنوت Carnot» التي تستعمل المائع المشتغل في الدورة بأربعة اجزاء. معبرين بـدلالة الغـاز المحاط بـالمكبس : يسمح للغـاز بأمتصاص الحرارة Q_1 بدرجة حرارة ثابته T_1 (حيث سوف يتمدد الغاز، مولدا شغلا على المكبس)؛ كذلك يسمح للغاز ان يتمدد اكثر، لكن بدون انتقال حراري (نعني، بثبوت كمية الحرارة بلا ربح ولاخسارة فيها)؛ حتى تتناقص درجة الحرارة الى T_2؛ بعدئذ يُسلم الغاز الحرارة Q_2بدرجة حرارة ثابته T_2حتى يتناقص الحجم بما فيه الكفاية، حيث يكون الغاز مكبوسا بثبوت كمية الحرارة حتى ارتفاع درجة حرارته الى T_1 ومن ثم يرجع الى حجمه الاصلي. في المرحلتين الاوليتين، فأن الغاز يولد شغلا على المكبس، في المرحلتين الثانيتين، فأن المكبس يولد شغلا على الغاز. الفرق هو صافي الشغل $W = Q_1 - Q_2$ ويمكن تبيانه للغاز «المثالي»، حيث ان[1] :

$$W = (1 - T_2 / T_1)\, Q_1$$

يمكن ان نبين بصورة اكثر انه لاتوجد ماكنة حرارية يمكن ان تعطي كفاءة احسن من النتيجة التي تعطيها ماكنة كارنوت (Carnot)، $W / Q_1 = 1 - T_2 / T_1$. لاحظ ان هذه الكفاءة تقتـرب من الواحد فقط عندما T_2 تقترب من الصفر المطلق و T_1 تصبح قيمتها كبيرة جدا. المفاعل الذي يولد حرارة في القلب الذي درجة حرارته ٦٠٠ فْ (١٠٦٠ رانكنْ) والذي يقذف الحرارة الى النهر بمقدار ٧٠فْ (٥٣٠ رانكنْ) له كفاءة **كارنوت** مقدارها (١ ـ ٥٣٠ إ ١٠٦٠ = ٠,٥). الطريق الوحيد في الاساس ـ هو ان تحسن هذه لخفض درجة حرارة النهر المبرد او لرفع درجة الحرارة التي عندها يشتغل المفاعل. لكن على الارض ان درجة حرارة القذف لايمكن ان تكون اوطىء من ٥٠٠ رانكنْ (٣٠٠ كلفن)ₒ. وانه من الصعب ان نتصور تشغيل مفاعل مبرد بالماء في درجة اعلى من ٦٠٠فₒ، حيث الضغط المطلوب في حدود ٢٠٠٠ باوند/ انج مربع. يمكن تحسين الموقف باستعمال المبرد الغازي، او حتى المعدني، في درجة حرارة اعلى. البخار ليس مناسبا لانه في درجات الحرارة العالية يكون مسببا لتآكل مواد القلب. الهليوم او ثاني اوكسيد الكاربون CO_2 هما الغازان الاعتياديان البديلات لذلك ـ انظر مفاعل درجة الحرارة العالية المبرد بالغاز HTGR، الفصل الثامن.

يوجد سببان واضحان لغرضها لايمكن تحقيق كفاءة كارنوت(Carnot) الاول وهو ان المنظومات

---

(١)لتحقيق هذه النتيجة، الدرجة الحرارية T_1 و T_2 يجب ان تعطى بالمقياس المطلق لدرجة الحرارة، التي فيها يُعين الصفر المطلق. المقياس المطابق الى الدرجة المئوية هو مقياس كلفن (الذي فيه ينجمد الماء بدرجة ٢٧٣ مطْ)؛ والذي يطابق الدرجة الفهرنهايتية هو مقياس واتكن (٠فْ = ٤٦٠ راتكن).

العاملة فعلا تتضمن الاضطراب، الاحتكاك، والتفاضلات في درجة الحرارة عبر مركبات المنظومة التي تعيق الالتزام بأي دورة مثالية، والثاني هو بصورة مباشرة وثيق الصلة بالمنظومات التي تتضمن غليان الماء، من حيث ان الغليان والتكثيف الذي يحدث في دورة البخار يوصف بصورة معقولة كعمليات ضغط ثابتة (isobar) بدلا من عمليات درجة الحرارة الثانية (isothermal) المطلوبة لدورة كارنوت. دورة البخار، بذلك، تكون بصورة اعتيادية مقربة بدورة رانكن (Rankine) التي يمكن وصفها كما يلي (بدلالة الماء المأخوذ من المكثف الذي يقع بعد التوربين) : الماء من المكثف، الذي يكون في الضغط الواطيء بصورة نسبية، معرض الى انضغاط في حالة ثبات الحرارة (adiabatic) ليصل ضغط المرجل، في المرجل الذي يعمل بصورة نسبية في ضغط مثبت، فأن الماء يكون مسخنا تحت ضغط ثابت لانتاج البخار، الذي يمكن تسخينه حتى فوق درجة حرارة الغليان؛ بتمدد البخار عند ثبات الحرارة (في غرفة التمدد، التوربين)؛ وان البخار ذا الضغط الواطيء من الغرفة يخضع لتكثيفه في ضغط ودرجة حرارة ثابته ليتكون الماء الذي بعدئذ يبدأ الدورة ثانية. هذه الدورة لايمكن ان تنجز الكفاء النظرية المتوفرة لدورة كارنوت (Carnot).

لكلا السببين اعلاه، تكون الكفاءة المنجزة محسومة الى تحت الكفاءة المفترضة بالتعبير ($1 - T_2 / T_1$) في عملية الانجاز. الكفاءات المتوفرة في محطات القدرة المستخدمة للمفاعل المبرد بالماء هي ٣٠٪ الى ٣٣٪، اقل من محطات التوليد المستخدمة للوقود التقليدي، حيث الوقود يحرق في درجات حرارية عالية. هذه الكفاءات غالبا مايعبر عنها بشكل بديل، «معدل الحرارة» (بصورة فعلية مقلوب الكفاءة)، التي تعطي كمية الطاقة الحرارية المطلوبة / الطاقة الكهربائية المنتجة، اعتياديا بوحدات الـ Btu / kwh(يمكن بعدئذ بصورة سهلة ان نبين ان معدلات الحرارة النموذجية هي حوالي ٩٠٠٠ الى ١١٠٠٠ وحدة حرارية بريطانية / كيلو وات ـ ساعة (Btu / kwh) الكفاءة التي قيمتها واحد ستعطي ٣٤١٣ وحدة حرارية بريطانية / كيلو وات ـ ساعة.

الملحق هـ الحالة الحرجة والسيطرة عليها

لقد تمت مناقشة بعض مباديء فيزياء المفاعلات في الفصل الاول، الملحق (ب) وكذلك في الملحق (جـ). ولكن لم يتم الخوض في مناقشة الفكرة الاساسية للحالة الحرجة وتم الاكتفاء بذكرها. انه لمن الواضح من ان تشغيل المفاعل بمستوى معين من القدرة يحتم كونه في حالة استقرار Steady State والتي تتمثل بتوازن عدد النيوترونات المتكونة والممتصة. ان الكميات النسبية لمعدل سرعة تكون النيوترونات وامتصاصها يمكن التعبير عنها بمعامل المضاعفة او معامل زيادة عدد النيوترونات (multiplication factor) والذي يعرف بأنه النسبة بين عدد الانشطارات في الجيل الواحد(generation) الى تلك التي في الجيل الذي سبقه. (وقد يمكن ان يعرف بانه النسبة بين عدد النيوترونات في الاجيال المتلاحقة). بالنسبة للحالة المستقرة والتي عندها يتساوى عدد النيوترونات المولدة والممتصة فان قيمة K= 1 وهي الحالة التي يسمى عندها المفاعل حرجا. ان زيادة عدد الانشطارات بكثرة يؤدي الى ارتفاع عدد النيوترونات الناتجة وبذلك تصبح قيمة K> 1 لذلك يسمى المفاعل فوق الحرج، في حين ان قلة عدد الانشطارات بسبب كون K< 1 وبذلك نصل الى حالة المفاعل تحت الحرج.

كما تمت مناقشته في الفصل الاول فان قصر عمر النيوترون والذي هو بحدود ١٠⁻⁴ ثانية في

المفاعل الحراري (وهو اقل من ذلك في المفاعلات السريعة) يمكن ان تجعل المفاعلات عديمة الاستقرار. ولكن كما نعلم انها ليست كذلك، فهي تتميز بأمكانية السيطرة عليها وجعلها مستقرة بسهولة، وهذا يعزى الى كون ان هناك نسبة قليلة من النيوترونات تتكون ببطىء (متأخرة delayed) وهي التي تسهم في تمكين السيطرة وصولا الى الحالة المستقرة. ان هذه النيوترونات المتأخرة لاتتولد بصورة مباشرة مع حدوث تفاعل الانشطار، انما تتولد اثناء اضمحلال نواتج الانشطار اوسلسلة اضمحلالها في الحالة التي تكون عندها النواة غير مستقرة ازاء طريق الاضمحلال يفقدان نيوترون حيث تفقد نيوترون (متأخر) لتتحول الى حالة اكثر استقرارا. ان هذا الاضمحلال بفقدان نيوترون فيما اذا حدث انيا فان النيوترون الناتج سوف يكون جاهزا للاستغلال بعد وقت قصير يقدر بالوقت اللازم لاضمحلال نواتج الانشطار بفقدان جسمية بيتا، لذلك يمكن اعتبار هذه النيوترونات انية prompt ايضا. ان المفاعل يمكن ان يستمر بحالة مستقرة وبمستوى طاقة معين معتمدا على الحالة الانية ولكن بحالة تحت الحرجة، ولكن يصبح حرجا اذا ما ادخل تأثير النيوترونات المتأخرة. ان السرعة التي يتغير فيها مستوى القدرة في المفاعل يكون محكوما بصورة اساسية بسرعة توليد النيوترونات المتأخرة على ان يكون المفاعل في الحالة تحت الحرجة فيما اذا استخدمت النيوترونات الانية فقط. وعلى العكس فان المفاعل اذا اصبح حرجا انيا (بالاعتماد على النيوترونات الانية) فان تأثير النيوترونات المتأخرة يكون مفقدوا.

ان اضمحلال أي مادة مشعة يمكن ان يوصف بنصف العمر الفيزياوي half - life ($t_{1/2}$) والذي هو الزمن اللازم لنواة عنصر مشع ان تفقد نصف نشاطها الاشعاعي. وبذلك فانه بالامكان وصف الاضمحلال بثابت الاضمحلال والذي يمثل معدل الانحلالات في المادة وتناسبها مع عدد الذرات المتبقية N لذلك فان

$$dN / dt = -\lambda N$$

حيث ان λ هي ثابت الاضمحلال.

اذا كان عدد الذرات الموجودة في بداية تجربة هو N_o عند زمن $t = 0$، لذلك فان عددها بعد مرور فترة زمنية (t) على الاضمحلال يكون

$$N = N_o e^{-\lambda t}$$

وهنا يظهر ثابت الاضمحلال والذي يمكن ان يمثل بالعلاقة

$$\lambda t_{1/2} = \ln 2 = 0.693$$

حيث ان $t_{1/2}$ هنا يمثل نصف عمر المادة المشعة. ان ظهور النيوترونات المتأخرة يبدو معتمدا على الزمن بشكل واضح مما يدلل على ان هذه النيوترونات ناتجة عن انواع مختلفة من مولدات الثانوية (والتي هي بعض نواتج الانشطار المختلفة) والتي تتراوح انصاف اعمارها بين ٢ , ٠ ـ ٥٦ ثانية. لقد اصبح عرفا متداولا بأن تنظيم هذه النيوترونات بستة مجاميع معرفة نسبة الى انصاف اعمارها

الفيزياوية. ان القياسات المختلفة التي اجريت لهذه النيوترونات من نواتج انشطار نوى مختلفة قاد الى الاستنتاج من ان كل من المجموعات لها نصف عمر يختلف قليلا من نواة الى اخرى. ان الجدول (١ ـ هـ) يمثل القياسات العملية لانصاف اعمار هذه المجاميع الستة الناتجة عن الانشطار بالنيوترونات الحرارية لكل من اليورانيوم -٢٣٣ واليورانيوم ـ ٢٣٥ والبلوتونيوم ـ ٢٣٩ ان الفرق الملحوظ بانصاف الاعمار يقود الى ان مولدات هذه النيوترونات لها انصاف اعمار مختلفة وفيما اذا كان الانشطار لاكثر من نواة فان ذلك يزيد في اختلاف النواتج والاعمار. ان اغلب المولدات الثانوية قد تم تحديدها ومعرفتها.

جدول رقم (١ ـ هـ)
جدول يبين نتائج قياسات النيوترونات المتأخرة من انشطار
^{233}U، ^{235}U، ^{239}Pu بواسطة النيوترونات الحرارية

المجموعة	نصف العمر (ثانية)	نيوترون لكل انشطار	نصف العمر (ثانية)	نيوترون لكل انشطار	نصف العمر (ثانية)	نيوترون لكل انشطار
		I	1	P		
١	٥٥,٠	٠,٠٠٠٥٧	٥٥,٧٢	٠,٠٠٠٥٢	٥٤,٢٨	٠,٠٠٠٢١
٢	٢٠,٥٧	٠,٠٠١٩٧	٢٢,٧٢	٠,٠٠٣٤٦	٢٣,٠٤	٠,٠٠١٨٢
٣	٥,٠	٠,٠٠١٦٦	٦,٢٢	٠,٠٠٣١	٥,٦	٠,٠٠١٢٩
٤	٢,١٣	٠,٠٠١٨٤	٢,٣	٠,٠٠٦٢٤	٢,١٣	٠,٠٠١٩٩
٥	٠,٦١٥	٠,٠٠٠٣٤	٠,٦١	٠,٠٠١٨٢	٠,٦١٨	٠,٠٠٠٥٢
٦	٠,٢٧٧	٠,٠٠٠٢٢	٠,٢٣	٠,٠٠٠٦٦	٠,٢٥٧	٠,٠٠٠٢٧
المجموع	-	٠,٠٠٦٦	-	٠,٠١٥٨	-	٠,٠٠٦١
مجموع نسبة النيوترونات المتأخرة (β)		٠,٠٠٢٦	-	٠,٠٠٦٥	-	٠,٠٠٢١

ان الجدول (١ ـ هـ) يعطي كمية النيوترونات المتولدة لكل مجموعة. ان الرقم ذو الاهمية بالنسبة لكل عنصر هو الذي يمثل النسبة الكلية للنيترونات المتأخرة β والتي تمثل النسبة بين عدد النيوترونات المتأخرة الى عدد النيوترونات الكلية المتكونة في عملية الانشطار. ان قيمة β لليورانيوم ـ ٢٣٥. هي ٠,٠٠٦٥ وهي اقل من ذات القيمة بالنسبة لليورانيوم ـ ٢٣٣ والبلوتونيوم ـ ٢٣٩، كذلك هي اعلى بالنسبة لليورانيوم ـ ٢٣٣ واليورانيوم ـ ٢٣٥ وباستخدام النيوترونات السريعة في حين ان القيمة نفسها بالنسبة للبلوتونيوم ـ ٢٣٩. ان النيوترونات المتأخرة يمكن ان تنتج عن المواد الخصبة. في حالة المفاعلات السريعة التي تستخدم البلوتونيوم فان الزيادة المتأتية من المواد الخصبة ترفع قيمة β بما يقارب ٢,٠٪ عما هي عليه قيمة β للبلوتونيوم ـ ٢٣٩ وحدة. على اية حال فان تأثير هذه النسبة من النيوترونات يبدو واضحا وذلك بسبب كثرة عددها بحيث لاتسمح بحصول تغيرات مفاجئة وسريعة في مستوى القدرة التي يعمل بها المفاعل كما هي الحال في اعتماد الحالة الحرجة الانية المعتمدة على عمر النيوترونات الانية (انظر الفصل الاول). لذلك فان استخدام نظم سيطرة بطيئة سواء كانت حركة اعمدة سيطرة او اضافة السموم (مواد تمتص النيوترونات)... الخ سوف يعني بالغرض بهدف الحصول على حالة مستقرة مناسبة تعمل بمستوى قدرة ثابت تقريبا. ان هذه الحالة هي الخاصة في مفاعلات القدرة حيث ان قيمة k لايسمح لها بان تختلف بمقدار كبير عن الواحد. بصورة عابرة لابد من الاشارة الى ان هناك حالات لايكون فيها تأثير للنيوترونات المتأخرة وهي

الحالة التي اشرنا اليها في حالة كون المفاعل بالحالة الحرجة الانية . كما يعكس لنا اسم هذه الحالة فان قيمة k هنا تفوق الواحد بدون حساب النيوترونات المتأخرة . لذلك فانه ليس هناك شيء اساسي يمنع من حصول زيادة سريعة في عدد النيوترونات . هناك فكرة اساسية اخرى وهي الفعالية (ρ) والتي يمكن ان تعرف بانها النسبة $(K - 1)/K$ وهي القيمة التي تظهر دائما في المعادلات التي تتطرق الى توزيع وتركيز النيوترونات ان فعالية المفاعل الحرج $(K = 1)$ تكوم صفرا . ان الحالة الحرجة الانية تحصل عندما تكون $\rho = \beta$ وذلك لان الزيادة الحقيقية عن الواحد هي بالمقدار β . لذلك فان من الضروري ان تبقى قيمة الفعالية اقل من قيمة β .

انه لمن المفيد القاء نظرة اخرى على التفاصيل التي تسهم في فهم معامل زيادة عدد النيوترونات . لقد تم في الملحق (جـ) مناقشة احدى القيم المهمة وهي قيمة ايتا η والتي تمثل عدد النيوترونات المتحررة نتيجة تفاعل نيوترون واحد مع المادة الانشطارية . ان النيوترونات المتفاعلة او المتحررة تسلك طرقا مختلفة معتمدة على طاقتها واحتماليات افضلية الطرق التي تسلكها والنسبة التي يمكن ان تحقق خلالها تفاعلات انشطارية لاحقه . لذلك فانه من المهم ان تتبع مسار ومصير عدد معين من النيوترونات الحرارية التي يتم امتصاصها من قبل الوقود . ولغرض التوضيح سوف يتم اعتبار ان الوقود المستخدم يتكون من يورانيوم بنسب تخصيب واطئة ، وذلك لتعميم المنظور للمسألـة قيد النقاش .

في باديء الامر يجب ان نوضح ان قيمة ايتا (η) التي نوقشت في الملحق (جـ) تمثل القيمة للمادة النقية . في حالة الوقود المنتخب يجب ان يطبق هذا المفهوم الى مانسميه بالوقود اخذين بنظر الاعتبار التراكيز الداخلة في تركيبه والمواد المكونه له بما في ذلك الغلاف الحاوي للمواد الانشطارية والخصبة . اذا اعتبرنا ان قيمة U تمثل عدد النيوترونات المتحررة من كل تفاعل انشطاري ، فان قيمة ايتا η يمكن ان تكون مساوية الى قيمة (ʋ) مضروبة في النسبه بين احتمالية حصول تفاعـل انشطاري الى الاحتمالية الكلية لامتصاص النيوترون من قبل الوقود . ان هذه الاحتماليات يمكن ان تمثل بحاصل ضرب تركيز المادة والمقطع العرضي لذلك التفاعل ، لذلك فان احتمالية الانشطار تكون $N_{fissil}\sigma_f$ (وهي تركيز المادة الانشطارية X المقطع العرضي للانشطار) . ان هذا المقطع العرضي σ_f هو القيمة لنواة واحده . لذلك فان الاحتمالية الكلية يمكن ان تمثل بمجموع هذه الاحتمالات كما يلي

$$\sum_i N_i \sigma_{ia}$$

حيث ان N_i هو التركيز العددي للمادة (i) الداخلة في تركيب الوقود وان σ_{ia} هو المقطع العرضي للامتصاص لتلك المادة . (انظر الملحق (أ)) حول مناقشة المقطع العرضي) . نستطيع حساب (η) للنيوترونات الحرارية المتوفرة او الموجودة في المفاعل كما يلي :

$$\eta = U N_{fissile} \sigma_f / \sum_i N_i \sigma_{ia}$$

لذلك فان امتصاص عدد n من النيوترونات من قبل الوقود يحرر مامقداره nη من النيوترونـات الانشطارية .

قبل ان يتم تبطئة النيوترونات الانشطارية (nη) فان قسما منها سيتم امتصاصه من قبل الوقود وان قسما منها سيحدث تفاعلا انشطاريا محررا عددا اخر من النيوترونات وبذلك تتحقق زيادة في العدد الكلي للنيوترونات . ان اغلب هذه التفاعلات يمكن ان تحصل مع اليورانيوم ـ ٢٣٨ على ان تكون طاقة النيوترونات المقصودة في التفاعل اعلى من قيمة المقطع لتفاعلات اليورانيوم ـ ٢٣٨ . ان عدد

النيوترونات التي تبطىء الى حدود طاقة اقل من قيمة الطاقة المناسبة للتفاعل تكون $n\eta\epsilon$ حيث ان ϵ هنا تمثل معامل الانشطار السريع (الذي يستخدم النيوترونات السريعة). ان قيمة ايتا (η) تعتمد على الوقود في حين ان ϵ تعتمد على كافة متغيرات قلب المفاعل، لذلك فان قيمتها متعلقة بالظروف التركيبية والتشغيلية.

هناك نسبة معينة من التفاعلات التي تحصل اثناء عملية تبطئة النيوترونات الى حدود الطاقة الحرارية وهذه التفاعلات لاتحدث انشطارا. اذا اعتبرت نسبة النيوترونات التي لاتحدث هذا التفاعل ذات قيمة P فان عدد النيوترونات الكلي والذي يمكن ان يصل الى حدود الطاقة الحرارية يكون مساويا الى $n\eta\epsilon P$. من هذا العدد الكلي فان نسبة النيوترونات التي تمتص من قبل الوقود هي f بحيث يكون العدد n من النيوترونات الحرارية من الجيل السابق قد امتصت من قبل الوقود مطروحا منها $n\eta\epsilon Pf$ من الجيل الحاضر قد امتصت من قبل الوقود ايضا. لذلك فان معامل زيادة عدد النيوترونات $K = \eta\epsilon pf$ (في هذه المناقشة لقد تم تجنب مسألة الحدود الفيزياوية للمفاعل ومقدار التسرب بسبب تلك الحدود. ان القيمة f تمثل النسبة بين عدد النيوترونات الحرارية الممتصة من قبل الوقود الى تلك التي تمتص من قبل كافة اجزاء المفاعل وان $\eta\epsilon pf$ سوف تمثل معامل زيادة عدد النيوترونات K للمفاعل مع اهمال الحدود الفيزياوية اي اهمال احتمالات التسرب. لذلك فان k لمفاعل محدود يجب ان يأخذ بنظر الاعتبار احتمالية عدم التسرب مضروبة في $\eta\epsilon pf$).

ان احتمالية التسرب الرنيني ذات مداخلات وتفصيلات معقدة ولكن الحقيقة التي لابد من ذكرها هو اعتمادها على درجة الحرارة. ان هذا الاعتماد يمثل بتأثير يسمى «بتأثير دوبلر» وذلك اعتبار ان ذرات الوقود في حركة حرارية والتي بدورها تعتمد على درجة الحرارة. ان هناك تأثيراً للامتصاص الرنيني على طيف طاقة النيوترونات. ان مناطق الرنين تتسرب في استهلاك نيوترونات ذات مستوى طاقة موافق الى سعة مجال منطقة الرنين. اذا كانت منطقة الرنين ذات سعة كبيرة فان عدد النيوترونات التي تمتص في مجال الرنين يمكن معرفتها باجراء التكامل لحاصل ضرب الفيض النيوتروني والمقطع العرضي للامتصاص على حدود الرنين، حيث يمكن استخدام قيمة الفيض باعتباره القيمة المتوقعة بغياب تأثيرات الامتصاص.

ان هذا ممكن لان الفيض عند اية قيمة من قيم مستويات الطاقة لايتغير كثيرا فيها اذا كانت منطقة الرنين واسعة. اما اذا كانت منطقة الرنين ضيقه مع الاحتفاظ بنفس الشدة لمنطقة الرنين اي نفس التكامل للمقطع العرضي فان الفيض سوف يقل في منطقة الرنين وبذلك فان عددا اقل من النيوترونات سوف تمتص وذلك لان قيمة التكامل المأخوذ لحاصل ضرب الفيض في المقطع العرضي سوف تكون اقل. لذلك فان مناطق الرنين الحاده او الضيقه جدا سوف تحجب نفسها. ولكن حركة ذرات الوقود الحرارية تكسب مناطق الرنين الحاده سعة اضافية وبذلك تقلل من الحجب وبذلك تقلل من عدد النيوترونات الكلي. لذلك فان زيادة درجة الحرارة سوف تؤدي في النهاية الى تقليل قيمة (K) على اعتبار ان ارتفاع درجة الحرارة لايؤثر على معدل تفاعلات الانشطار بطرق اخرى لذلك فان «تأثير دوبلر» يمكن ان يكون له تأثير سلبي على فعالية المفاعل او بتعبير اخر يمكن اعتباره «فعالية سالبة» تدخل المفاعل بارتفاع درجة الحرارة وبذلك فان هذا التأشير يمكن ان يعتبر ذا اهمية كبيرة في المحافظة على سلامة المفاعلات السريعة.

ان فقدان مائع التبريد في المفاعلات المبرده بالماء يسبب تقليل قيمة K وذلك لان النيوترونات

لاتهدىء بكفاءة عالية لذلك فهي تبقى سريعة مؤدية الى تقليل فيض النيوترونات المتكونة وبذلك تقليل قيمة (K). ان تكون فقاعة في مائع تبريد المفاعل السريع يمكن ان تؤدي الى زيادة قيمة K. وذلك لان هذه المفاعلات مصممة على استخدام جزء الطيف السريع للنيتوترونات، لذلك فان تقليل النيوترونات الحرارية وزيادة السريعة منها يؤدي الى رفع قيمة (K). ان ادخال مثل هـذه الفعالية في المفاعل ذات تأثير سلبي يجب تجنبه. ان الفاعلية تقاس بالدولار (وهي وحدة متفق عليها في الولايات المتحدة) حيث ان فاعلية مقدارها دولار واحد تمثل قيمة مقدارها β(نسبة النيوترونات المتأخرة) على سبيل المثال، فان اعمدة السيطرة منفردة غالبا ماتكون قيمة فاعليتها بقيمة اقل من دولار واحد بقليل مؤشرة بأن ادخال عمود سيطرة واحد لايمكن ان يكون مسؤ ولا عن تأثير فاعلية كبيرة ادخلت الى المفاعل. ان تأثيرات حرق الوقود، توليد او حرق السموم النيوترونية او تغيير كثافة مائع التبريد وغيرها كلها تضيف او تنقص من فاعلية المفاعل وبذلك فانه يمكن ان تقاس بالدولار.

ان احد نواتج الانشطار المهمة والذي يعتبر كسموم نيوترونية في المفاعلات الحرارية هو غـاز الزينون ـ ١٣٥ (^{135}xe) والذي يتكون نتيجة اضمحلال اليود ـ ١٣٥ بعد اطلاق اشعة بيتا. ان الزينون ـ١٣٥ له مقطع عرضي عالي للنيوترونات، لذلك فانه يحترق بسهولة في فيض النيوترونات العالي. عند اي مستوى من القدرة التي يعمل بها المفاعل فان كمية الزينون ـ ١٣٥ سوف تتحدد بالموازنة بين كمية الزينون المتولد والمحترق وكذلك اختفائه عن طريق اضمحلاله بأطلاقة اشعة بيتا. اما اذا انخفض مستوى القدرة في المفاعل فان الزيتون يستمر بالتكون عن طريق اضمحلال مولده (اليود ـ ١٣٥) بأطلاقه اشعة بيتا وان تركيزه سوف يزداد لفترة من الزمن بسبب قلة احتراقه لقلة النيوترونات. اما اذا اريد الصعود بالقدرة الى مستوى اعلى ثانية فان ذلك يجب ان يأخذ بنظر الاعتبار التأثير السلبي للزينون ـ ١٣٥ الذي تكون بنسبة عالية. ان الصعود في القدرة سوف يتطلب حرف الزينون والذي يعني استهلاك كمية من النيوترونات حيث بعدها يمكن الوصول الى حالة الموازنة لتحقيق قيمة $K = 1$. ان هذا يعني امتلاك فاعلية اضافية مخزونة في المفاعل والتي يمكن ترجمتها الى كميات اضافيـة من المواد الانشـطارية. ان مسـألة تـأثير الـزينون العـابر. (xenon transient) قد يمكن ان تمر بأنتظار تلاشي كميات الزنون ولكن نحن نعلم ان نصف عمر اليود ـ ١٣٥ والزينون ـ ١٣٥ هما سبعة وتسعة ساعات على التوالي، وذلك يعني الانتظار لفترات طويلة بعد ايقاف تشغيل المفاعل لتكون الزينون والانتظار بعدها لغاية اضمحلاله. ان هذا ليس بالحل العملي والمنطقي. كحل اخر يمكن اشراك كميات قليلة اضافية من الفاعلية (الوقود) تكفي فقط لحرف الزينون على ان تعاد قدره المفاعل الى مستواها بعد فترة قصيرة من هبوطها وذلك للحصول على شرط عدم وصول تركيز الزينون الى مدى عال.

ان نظير الزينون ـ ١٣٥ هو من ضمن سموم الحالة المستقرة وهويقوم بأمتصاص بضعة اجزاء من المئة من كمية النيوترونات التي تمتصها اليورانيوم ـ ٢٣٥ . ان هذه النسبة المئوية الضئيلة ذات اهمية كبيرة لانها تمثل جزءا ليس باليسير بالمقارنة مع الامتصاص الكلي للمواد الناتجة عن الانشطار.

الملحق /و/

دورة الوقود النووي المصطلحات والتعاريف

ان عملية انتاج الوقود النووي واستخدامه والتخلص منه تتضمن عدة عمليات وسطيه مهمة تشكل بمجموعها مع مفاعلات القدرة دورة الوقود النووي كاملة. ان بعض الجوانب المهمة من دورة الوقود هذه قد تمت مناقشتها في الفصل الحادي عشر، ولكن يبدو انه من المفيد ان تتم مناقشة بعض الجوانب بتفصيل اكثر.

ان دورة الوقود التي ستناقش في هذا الملحق هي دورة وقود مفاعلات الماء الخفيف وذلك لاهميتها واتساع نطاق استخدامها. ان دورة الوقود بالنسبة الى منظومات اخرى مشابهة الى ماسيذكر سوى بعض التحويرات الضرورية كما سترى في نهاية هذا الملحق.

دورة وقود الماء الخفيف :

ان اهم مصادر اليورانيوم وخاماته في الولايات المتحدة تحوي مايقارب ١٪ من اليورانيوم، لذلك نرى ان هناك حاجة كبيرة لاجراء عمليات تنقية واستخلاص في الاماكن القريبة من المناجم والطاحونات بهدف الحصول على مركبات بدرجه عاليه من النقاوة حاوية على اليورانيوم. ان الطريق الذي يسلكه الخام هو طحن الخام يليه اجراء عملية ازالة انتقائية لليورانيوم وذلك بأستخدام حامض او قاعدة (غالبا مايستخدم حامض الكبريتيك). بعدها يتم استخلاص اليورانيوم المذاب في المحلول بعدة عمليات كيمياوية (بأستخدام المبادلات الايونية او الاستخلاص بالمذيبات يتبعه بعد ذلك عمليات الترسيب والتحقيق) تاركه اليورانيوم في حالة U_3O_8 مركز في المحلول وبنقاوة تقارب ٧٠٪. يتم تهيئة هذا المنتوج في علب مناسبة ويشحن الى مصانع انتاج سادس فلوريد اليورانيوم UF_6.

تلي هذه العمليات، مسألة تنقية U_3O_8 وتحويله الى UF_6، وهو المركب الذي يستخدم في معامل تخصيب اليورانيوم. انه لمن المهم جدا ان تتم ازالة كافة الشوائب التي من شأنها التقليل من نقاوة اليورانيوم وصلاحيته كوقود نووي وخاصة تلك النظائر التي لها قيمة عالية للمقطع العرضي لتفاعلها مع النيوترونات. ان عملية التنقية هذه تتم باستخلاص اليورانيوم على شكل U_3O_8 والذي يحول UF_6 بأستخدام الهيدروجين وفلوريد الهيدروجين والفلور. ان سادس فلوريد اليورانيوم يكون بحالة صلبه عند درجة حرارة الغرفة وكذلك عندما يشحن الى معامل التخصيب

ان ماتقوم به معامل التخصيب هو زيادة نسبة اليورانيوم ـ ٢٣٥ في ٠,٧٪ (النسبة في اليورانيوم الطبيعي) الى نسب اعلى، والتخلص من اليورانيوم ـ ٢٣٨، وذلك باستخدام UF_6. يتم تحويل سادس فلوريد اليورانيوم الى غاز ثم يمرر عبر حواجز مسامية حيث ينفذ من خلالها الغاز. وبسبب التوازن بين الطاقة التي يمتلكها اليورانيوم ـ ٢٣٨ وـ ٢٣٥ فان الخفيف (اليورانيوم ـ ٢٣٥) يتحرك بسرعة اعلى مسببا زيادة في سرعة نفاذه خلال الحاجز المسامي. ان هذه العملية تقود الى زيادة نسبة اليورانيوم ـ ٢٣٥ (التخصيب) وتقليل نسبة اليورانيوم الثقيل ـ ٢٣٨ حيث يمكن ان تصل نسب التخصيب الى نسب عالية تقدر باكثر من ٩٣٪ وذلك حسب الحاجة، مما يقود الى استخدام

مساحات هائلة من الحواجز المسامية (اعداد كبيرة من مراحل الفصل) والتي تكون بشكل سلاسل تخصيب. ان النفايات المطروحة من معامل التخصيب تكون حاوية على حوالي ٢,٠٪ - ٣,٠٪ يورانيوم - ٢٣٥ من الناحية العملية فأن مفاعلات الماء الخفيف تعمل باستخدام نسب تخصيب تصل الى ٢٪ - ٤٪ في حين ان مفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز تستخدم نسب تخصيب بحدود ٩٣٪.

يتم شحن UF_6 المخصب في حاويات الى معامل تصنيع الوقود حيث يتم تعريضه الى هيدروكسيد الامونيوم مكونا ثنائي يورانات الامونيوم ((Ammunium diurynate والتي يتم تجفيفها واختزالها باستخدام الهيدروجين الى ثاني اوكسيد اليورانيوم UO_2 يتم تحضير ثاني اوكسيد اليورانيوم في حالة مسحوق (بالنسبة الى المفاعلات المبردة بالماء) يتم كبسه على شكل اقراص وتلبد وبالتسخين للحصول على مادة سيراميكية. يتم تهيئة اشكال هذه الاقراص بأشكال اسطوانية توضع في اغلفة الوقود واعمدته لكي تستخدم في المفاعل.

ان مفاعلات الماء الخفيف تستخدم الوقود لمدة تقارب الثلاث سنوات وبعدها يخرج الوقود المحترق ويخزن في اوعية خاصة مملوءه بالماء ولعدة اشهر وذلك لتأمين التبريد للوقود المحترق وكذلك فان الماء يخدم كمادة واقية من الاشعاع. خلال فترة الخزن هذه فان النشاط الاشعاعي يضمحل بشكل ملحوظ وذلك لان النظائر ذات انصاف العمر القصير تضمحل اولا.

يتم نقل الوقود في حاوياته الى معامل اعادة معامله الوقود لاستخلاص المواد الانشطارية المتولده والمتبقية وكذلك باقي نواتج الانشطار.

يجري العمل في معامل اعادة معاملة الوقود على نزع الاجزاء الميكانيكية من حاويات الوقود وترسل اعمدة الوقود الى التقطيع وتوضع حامض النتريك الذي يذيب الوقود (غالبا ماتسمى هذه المرحلة بمرحلة القطع والاذابة) ويتم ردم بقايا قطع الاغلفة المتبقية. يتم استخلاص اليورانيوم والبلوتونيوم بأستخدام بعض المذيبات الخاصة تاركة النشاط الاشعاعي العالي ونواتج الانشطار المسببه له من المحلول الحامض والذي يعتبر كنفايات مشعه. يمكن بعدها فصل البلوتونيوم باستخدام مذيب خاص لذلك في حين ينقى اليورانيوم بطرق خاصة مشابه الى التي استخدمت في معامل انتاج UF_6 بهدف اعادته الى معامل التخصيب. ان الشكل (٣ - ١١) وضح مخططا لاعادة معاملة وقود مفاعلات الماء الخفيف. ان الطاقة القصوى لمنظومة الاستخلاص واعادة معاملة الوقود في بارن ويل Barnwell ,S,C تبلغ حوالي ١,٥ مليون كيلو غرام من المعدن الثقيل (اليورانيوم ونواتجه) في السنة والذي يعادل ماتزوده به حوالي خمسين مفاعلا من مفاعلات الماء الخفيف. في دورة وقود مفاعلات الماء الخفيف الكاملة فان اليورانيوم يعاد الى معامل التخصيب والبلوتونيوم يعاد الى معامل تصنيع الوقود المسموح لها بالتعامل معه بطرق وقائية تحمي العاملين من خطورته ودرجة سميته العالية جدا.

ان النفايات المشعة السائلة والحاوية على الحوامض ونواتج الانشطار المشعه، يمكن ان تصلب بالتبخير وفي النهاية تحول الى مواد صلبه. هناك طرق عديدة متوفرة لكلسنة السوائل المشعة وتجفيف النفايات وتحويلها الى كرات جافة يتم خزنها في اوعية حديدية مقاومة للصدأ

ان احدى الطرق الملائمة الاخرى هي تزجيج هذه النفايات مما يسهل عملية ردم هذه الفضلات المشعة في المتكونات الجيولوجية والتي تمت مناقشتها في الفصل الحادي عشر. ان تفاصيل هذا

الموضوع غير مستقرة لحد الان.

أن الشكل (١ ـ ٩) يوضح مخطط انسياب المواد والسيطرة عليها من النواحي البيئية لدورة وقود مفاعلات الماء الخفيف بما في ذلك اعادة معاملة الوقود واعادة استخدامه بقدر تعلق الامر باليورانيوم مع عدم استخدام البلوتونيوم. ان الشكل (٢ ـ ٩) يبين دورة معاملة الوقود للمفاعلات التي تستخدم اليورانيوم الطبيعي والبلوتونيوم الناتج من الوقود المحترق بالاضافة الى البلوتونيوم الناتج من مفاعلين من مفاعلات الماء الخفيف التي تستخدم اليورانيوم. من هذه المفاعلات الثلاثة فأن اثنين منها يحتاجان الى اليورانيوم المخصب اما الثالث فيعمل باستخدام اليورانيوم الطبيعي بالاضافة الى البلوتونيوم من هذه المفاعلات الثلاث. في الحالات الاكثر فائدة يقوم المفاعل بالاعتماد على البلوتونيوم الذي ينتجه وبذلك يقل الطلب على اليورانيوم المخصب.

تلوث البيئة :

ان من اهم المنظومات التي يمكن ان تسبب تلوث البيئة من الاعمال الروتينية هي منظومة المطاحن والمناجم اما المنظومات التي تتسبب في حوادث تلوث البيئة المفاجيء فهي مفاعلات، القدرة والحوادث التي قد تحصل بالرغم من قلة احتمال وقوعها.

ان التلوث الروتيني هي مناطق المناجم مصدره مختلف عن التلوث الناتج عن باقي المنظومات وذلك لانه يحتوي على نواتج اضمحلال اليورانيوم ـ ٢٣٨ المكون للمادة الخام. ان اهم نواتج الاضمحلال الملوثة هذه هي الراديوم ـ ٢٢٦ (Ra ـ ٢٢٦) وغاز الرادون ـ ٢٢٢ (Rn ـ ٢٢٢) بعد اطلاق اشعة الفا والذي اصبح موجودا حيث بالرغم من كونه من العناصر الخاملة فانه يضمحل الى البولونيوم ـ ٢١٨ (Po ـ ٢١٨) ان هذا العنصر فعال كيمياويا بحيث انه يرتبط بالجسيمات الموجودة في الهواء، على افتراض ان غاز الرادون قد انطلق الى الجو. ان نواتج اضمحلال البولونيوم ـ ٢١٨ تبقى مرتبطه مع الجسميات الموجودة في الهواء. على اية حال فان هذه العناصر المشعة موجودة وهناك احتمال اخذها عن طريق الجهاز التنفسي. ان الرادون هو احدى المواد المشعه الموجودة في الطبيعة، حيث اثبتت الاحصاءات من ان المجموعة التي تعاني من اصابات سرطان الرئة هي تلك التي تتعرض الى مستوى عال من الرادون ونواتج اضمحلاله وهؤلاء بلاشك هم عمال مناجم اليورانيوم. ان المجموعة الاخرى من البشر التي يمكن ان تتعرض لمثل هذه النواتج المشعة هي التي تتعرض الى نفايات استخلاص اليورانيوم عند المناجم او الطواحين حيث انها تحتوي على كميات لابأس بها من اليورانيوم ـ٢٣٨ ان مايزيد في انتشار الامراض المتسببه عن ذلك هي توسيع نطاق التعرض لها فيها اذا استخدمت هذه النفايات في ردم المنخفضات وانشاء البنايات فوقها.

ان المواد المشعة التي تنتج عن مفاعلات القدرة ومنظومات اعادة معاملة الوقود تكون في الغالب مؤلفة من نواتج انشطارية ونواتج اضمحلال هذه العناصر المشعة. ان اهم النظائر المشعه التي بحالة غازية هي النزيتيوم - ^{3}H والمتكون من الانشطار او بأمتصاص النيوترونات من قبل الديوتيريوم ^{2}D او الكاربون ـ ١٤ المتكون من تفاعل النيوترون مع النتروجين والاوكسجين او الكربتون ٨٥- (^{85}Kr) او الزينون - ^{134}Xe واللذان هما غازان نبيلان منن نواتج الانشطار. ان التريتيوم يدخل في

تركيب الماء، وبذلك فهو يمكن ان يكون من ضمن المواد التي تسبب التلوث الروتيني من مفاعلات الماء الخفيف. ان الكاربون ـ ١٤ يمكن ان يتسرب على شكل ثاني اوكسيد الكاربون وبعض المركبات الاخرى وخاصة في معامل اعادة معاملة الوقود الا اذا اتخذت التدابير اللازمة لمنع حدوث ذلك. ان الغازات النبيلة لحد مايمكن ان تتسرب الى مائع التبريد في المفاعل والتي بدورها يمكن ان تتسرب الى المحيط الخارجي، ولكن لدرجة كبيرة فان التلوث بالكربتون ـ (Kr-85) يمكن ان يحصل في معامل اعادة معاملة الوقود الا اذا اتخذت التدابير اللازمة لمنع تسرب مثل هذه الغازات النبيلة. ان الكربتون ـ ٨٥ يشكل الغاز الرئيسية للتلوث الروتيني للعاملين فيها اذا حدث تسرب لمثل هذا الغاز (بالنسبة الى ١٠٠٠ مفاعل عاملة في العالم، فأن مقدار التعرض للجلد تبلغ ١ مللي ريم / سنة(*) (millirem / year) بالمقارنة مع مقدار التعرض الكلي للجسم من المصادر الطبيعية قد تصل الى ١٠٠ مللي ريم / سنة) لقد اكتسب الكاربون ـ ١٤ اهمية في ملاحظة تركيزه وذلك بسبب طول العمر الفيزياوي لهذا العنصر المشع. ان مايجب ملاحظته هنا هو ان اغلب التلوث الروتيني هومن النوع الذي يتسبب عن التلوث بالغازات المشعة مثل التريتيوم والذي هو مماثل الى اغلب المواد الطياره الموجوده في المفاعل كالماء.

ان انواع التلوث الاخرى تنتج عن الحوادث والتي يجب وضع الضوابط واتخاذ الاحتياطات اللازمة لمنع وقوعها وهي تقتصر على نوعين رئيسين هما : التلوث باليورانيوم والبلوتونيوم او التلوث بنواتج انشطار هذين العنصرين وغالبا مانرى نواتج الانشطار هذه تنتهي في مراكز ردم الفضلات. لذلك فان احتمالات التلوث بمواد الوقود يمكن ان تكون في بداية دورة الوقود وكذلك في جعل اعادة معاملة الوقود. بالنسبة لدورة البلوتونيوم فأن احتمالية التلوث قد تحصل في اثناء مراحل التصنيع او التعدين. (اما خلال دورة الثوريوم فان اليورانيوم ـ ٢٣٣ يحل محل البلوتونيوم في مخطط الدورة والتلوث). كذلك فان التلوث بالبلوتونيوم يمكن ان يحصل في المفاعل والنقل بالاضافة الى ماذكر. من هذا وجب اتخاذ الاحتياطات على ان هناك احتمال لوقوع مثل هذا التلوث.

ان السيطرة على الكميات الهائلة من المواد المشعة(نواتج الانشطار: المتكونة في وقود المفاعل تتم في منظومات معاملة الوقود ومنظومات خزن النفايات المشعة. لذلك فان المصدر الاساسي المخيف في كل هذه المناقشة حول حوادث التلوث او اماكن وقوعه، هو المفاعل نفسه حيث فيه تكمن هذه المواد الخطرة بالاضافة الى انه مصدر الطاقة التي فيها اذا اطلقت بصورة غير مسيطر عليها فان التلوث يصبح امرا واقعا لامفر منه. ان هذه الحوادث ليست بالمستحيلة.

في حالة وقوع خطأ ما بحيث يؤدي الى فقدان التبريد او السيطرة فانه قد يتسبب في تشقق في حاويات الوقود وازاحة المواد المشعة. لذلك فان كافة مراحل دورة الوقود يرافقها احتمالات حدوث تلوث ولذلك فان الاحتياطات هي السبيل الوحيد لتقليل احتمال حصول تلوث.

---

* الوحدات المترية الحديثة هي الكرى (فشع) والسيعرت (قرققغ) حيث أن :

1 Sv = 100vrm

1 Gy = 100vad

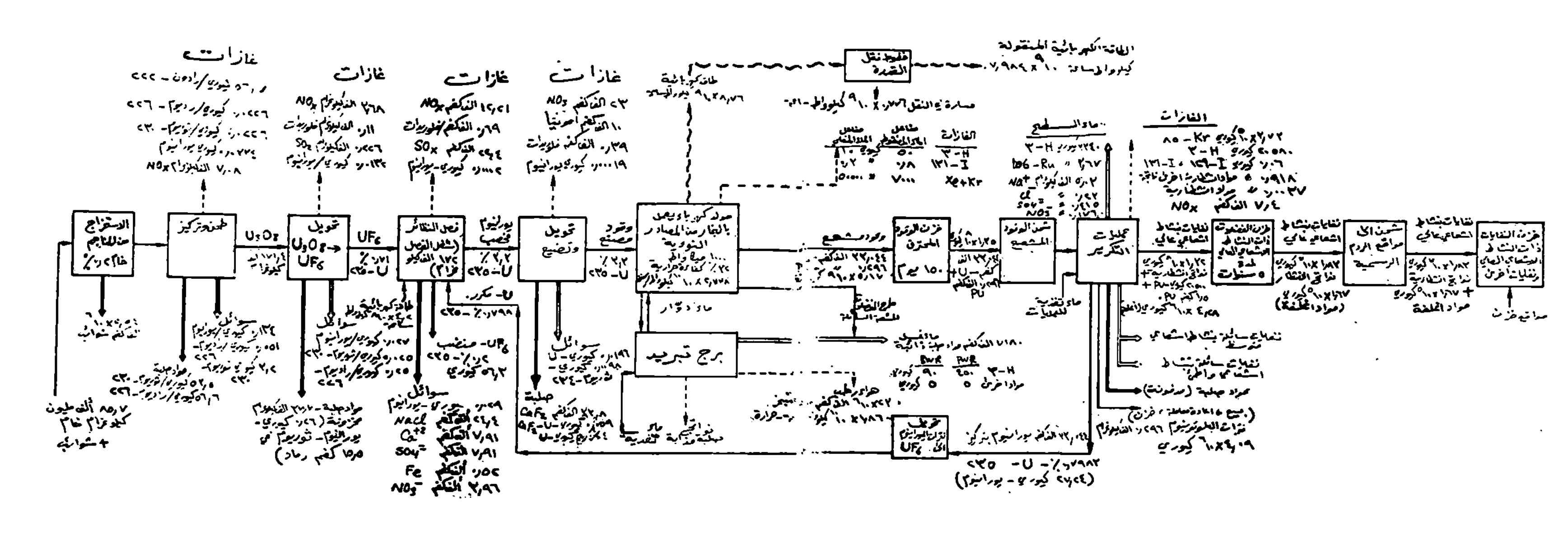
دورة وقود المفاعلات المتطورة :

عدد النيوترونات الناتجة عن امتصاص نيوترون واحد (η)

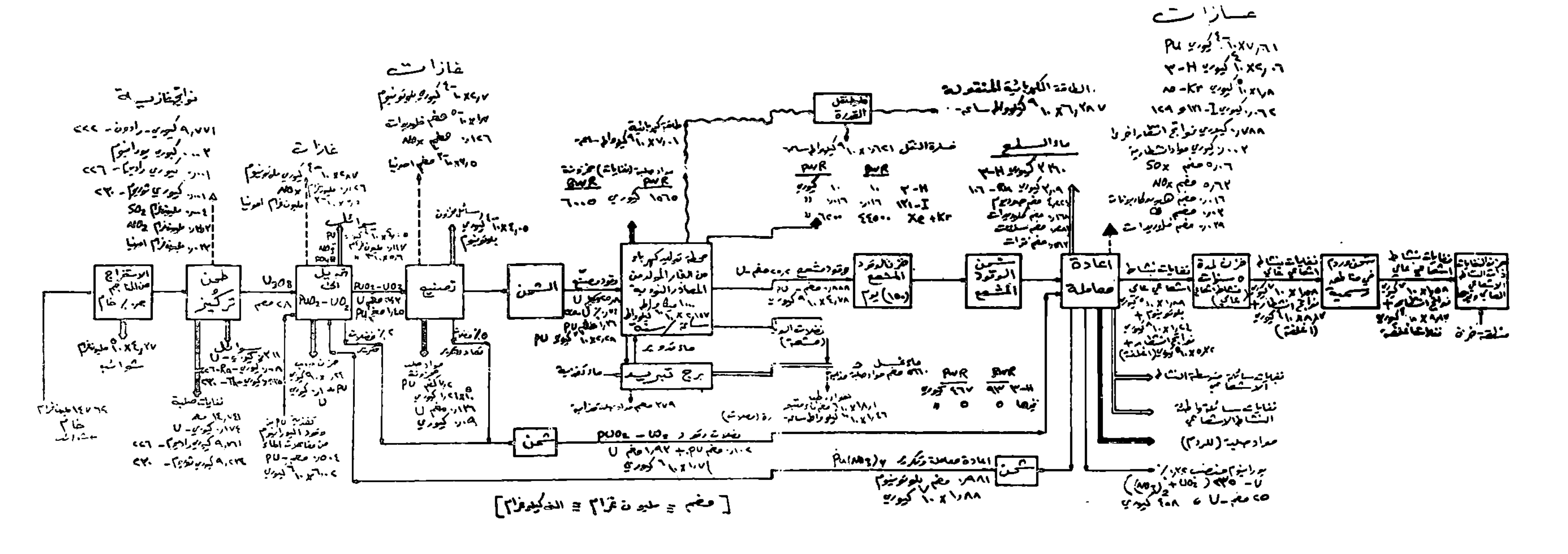
ان دورة وقود المفاعلات المتطورة، التي تستخدم الثوريوم او مفاعلات التوليد، تحتاج الى تحويرات عما تم مناقشته في الاشكال (١ ـ و) و (٢ ـ و) وكما تم التطرق اليه في الفصل الحادي عشر كمثال على ذلك يمكن النظر الى مفاعل تحويل حيث يكون فيه الوقود المستخدم هو اليورانيوم ـ ٢٣٥ والثوريوم كمادة خصبه. بعد تشغيل المفاعل فان اغلب المادة الانشطارية تصبح من اليورانيوم ـ ٢٣٣ والذي نتج عن تحول الثوريوم، ولكن هذا اليورانيوم لايحتاج الى تخصيب حيث انه غير مخفف بنظير اخر لليورانيوم (اليورانيوم ـ ٢٣٨ مثلا) لذلك فان اليورانيوم ـ ٢٣٣ يمكن ان يحل محل البلوتونيوم في دورة الوقود التي ذكرت لمفاعلات الماء الخفيف، ولكن اليورانيوم ـ ٢٣٥ المستخدم يجب اولا ان يكون ذا نسبة تخصيب عالية (ولو ان ذلك ليس بالشرط الاساس في بعض الاحيان). بالاضافة الى ذلك فهناك الحاجة الى مناجم ومطاحن مساعده لتزويد الثوريوم لاغراض تصنيع الوقود، كما ان الثوريوم المستخلص من خط معامله الوقود يعاد استخدامه بعد ذلك (قد يكون بعد تركه لفترة من الزمن لكي يتم اضمحلال الثوريوم ـ ٢٢٨) . هناك تغيرات اخرى في التعامل مع المواد المستخلصة من اعادة معاملة الوقود وذلك بسبب النشاط الاشعاعي الذي يبعثه اليورانيوم ـ ٢٣٢ والذي يتكون في المفاعل بنسب قليلة.

ان دورة وقود مفاعلات التوليد تختلف عن دورة وقود مفاعلات الماء الخفيف بصورة اساسية وذلك في كون الماده الانشطارية فيها هي البلوتونيوم وبذلك فانه ليس هناك حالة لتخصيب اليورانيوم في التحميل الاولي للوقود. في الحقيقة ان اليورانيوم المستخدم هو ذلك الجزء الذي هو عبارة عن فضلات معامل التخصيب وماتحتويه من يورانيوم ـ ٢٣٥ حيث يقدر بحوالي ٢ , ٠٪. من هنا نرى ان وقود مفاعلات التوليد تستخدم بصورة اساسية النواتج العرضية لدورة وقود مفاعلات الماء الخفيف او تلك الناتجة عن اعادة معاملة وقودها.

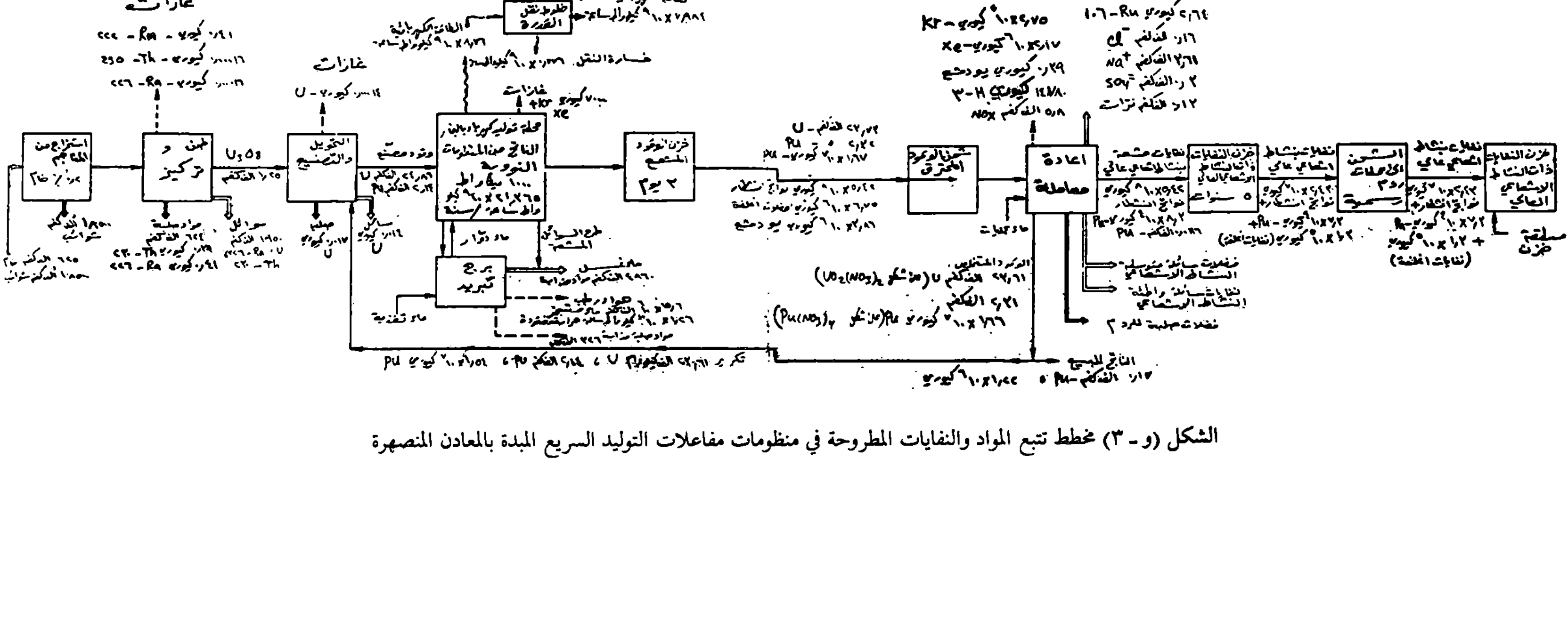
ان الشكل (٣ ـ و) يمثل مخططا لدورة وقود مفاعلات التوليد السريعة المبردة بالمعادن المنصهرة (LMFBR). اما الشكل (٤ ـ و) فأنه يمثل مخطط انسياب المواد الداخلة في وقود مفاعل درجة الحرارة العالية الذي يستخدم الغاز (HTGR).



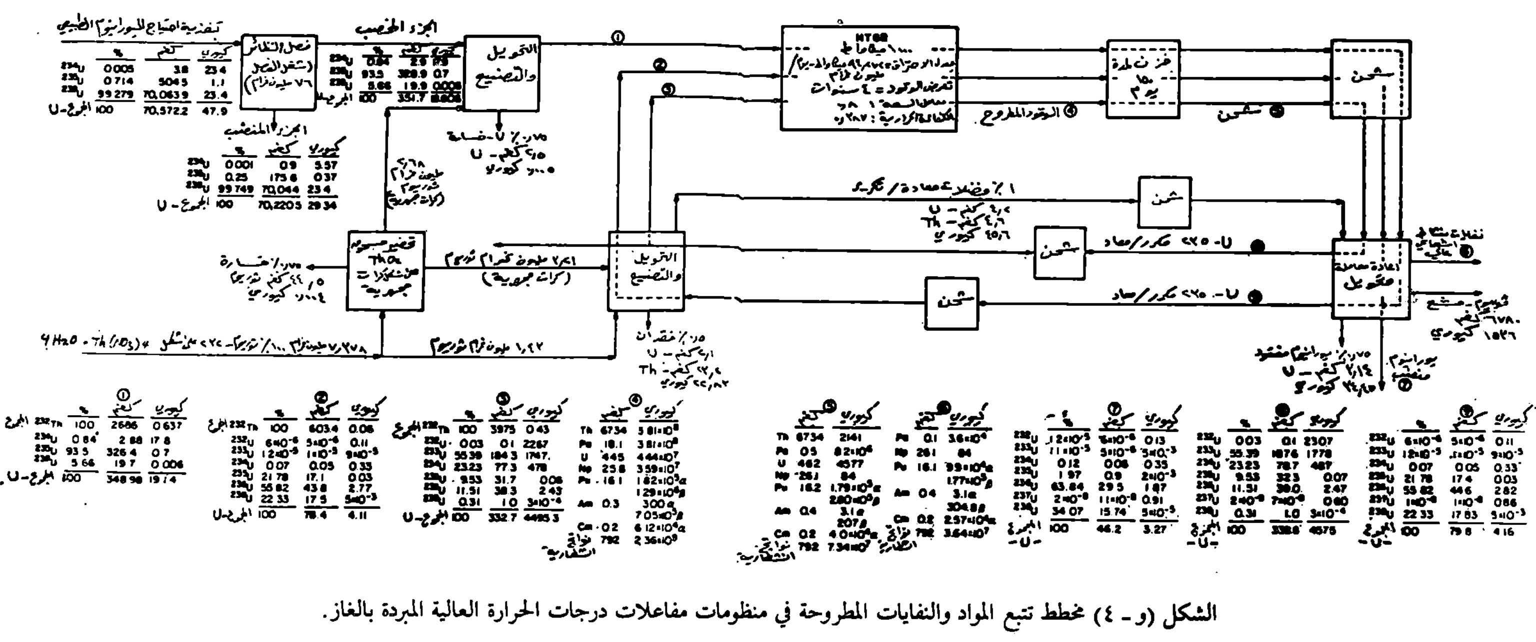
الشكل (و - ١) مخطط تتبع المواد والنفايات المطروحة في منظومة مفاعلات الماء الخفيف التي تستخدم وقود اليورانيوم



الشكل (و-٢) مخطط تتبع المواد والنفايات المطروحة في منظومة مفاعلات الماء الخفيف التي تستخدم وقود اليورانيوم الطبيعي وتحوي على تكرير للبلوتونيوم.



الشكل (و ـ ٣) مخطط تتبع المواد والنفايات المطروحة في منظومات مفاعلات التوليد السريع المبدة بالمعادن المنصهرة



الشكل (و ـ ٤) مخطط تتبع المواد والنفايات المطروحة في منظومات مفاعلات درجات الحرارة العالية المبردة بالغاز.

متاح للتحميل ضمن مجموعة كبيرة من المطبوعات من صفحة

مكتبتي الخاصة

على موقع ارشيف الانترنت

الرابط

https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

المصطلحات
والتعاريف

١ ـ امتصاص النيوترونات : ـ **1 - absorption, neutron**

اي تفاعل يؤدي الى امتصاص نيوترون من قبل نواة عنصر من العناصر بما في ذلك الاقتناص والانشطار.

٢ ـ المعجل **2 - Accelerator**

هو الجهاز الذي يزيد من سرعة الجسيمات وبالتالي طاقتها بواسطة استخدام المجال الكهرومغناطيسي.

٣ ـ خزان الضغط الاحتياطي **3 - accumulator (PWR)**

هو عبارة عن خزان يحفظ الماء تحت ضغط معين جاهز للعمل بصورة اوتوماتيكية عند الحاجة في حالة حصول فقدان ماء التبريد (LOCA) في مفاعلات الضغط العالي.

٤ ـ الاكتينات **4 - actinides**

عبارة عن مجموعة العناصر الثقيلة التي تشمل الاكتنيوم، الثوريوم، البروتكتينيوم، اليورانيوم النبتونيوم، الامريسيوم، والكوريوم.

٥ ـ اشعة الفا **5 - alpha particle**

هي احدى الدقائق النووية التي يمكن ان تنبعث خلال عملية الاضمحلال النووي وتتكون من بروتونين ونيوترونين او بمعنى اخر فهي تمثل نواة ذرة الهيليوم . $^{4}_{2}He$.

٦ ـ اشعة بيتا **6 - beta particle**

هي عبارة عن الكترون او بوزترون (الكترون موجب) تنبعث خلال عملية الاضمحلال النووي.

٧ ـ الغلاف الخارجي لقلب المفاعل (القشرة) **7 - blanket**

هو المنطقة التي تحيط بوقود مفاعل التوليد وفيها توجد المادة الخصبة حيث يتم مسك النيوترونات الخارجة من منطقة الوقود لكي تولد المواد الانشطارية.

8 - blow down **٨ ـ التفريغ**

عملية التفريغ السريع لمائع من المنظومة الاولية خلال حادثة فقدان مائع التبريد (LOCA).

9 - break - even or self sustaining **٩ ـ حالة التوازن الذاتي**

وهي الحالة التي يمكن ان تصل اليها مفاعلات التوليد بحيث يتم فيها توليد انشطارية بقدر التي نحرقها بحيث تصبح نسبة التحويل فيها مساوية الى واحد (1).

10 - breeding **١٠ ـ التوليد**

عملية توليد مواد انشطارية في المفاعل بكميات اكبر من التي تستهلك وذلك بتحويل المواد الخصبة الى انشطارية (نسبة التوليد اكبر من واحد).

11 - breeding ratio **١١ ـ نسبة التوليد**

النسبة بين عدد ذرات المادةالانشطارية المتولدة الى عدد ذراتها المستهلكة.

12 - burn up **١٢ ـ احتراق الوقود.**

النسبة المئوية من ذرات الوقود الثقيلة التي تعاني الانشطار. او يمكن تعريفه بأنه الطاقة الحرارية المتولدة من كل وحدة من وحدات الكتلة للوقود.

13 - Capaciuy factor **١٣ ـ معامل السعة.**

النسبة بين معدل طاقة المشروع الكهربائية الى طاقته التصميمية.

14 - Capture, neutron. **١٤ ـ اقتناص النيوترون (امتصاص)**

هو عبارة عن تفاعل يمتص بواسطته نيوترون من قبل النواة ولكن قد تطلق النواة اشعة كاما. بدون ان تنشطر.

15 - Centrifuge **١٥ ـ الفراز**

هو الجهاز الذي قوم بفصل المواد حسب اختلاف كثافتها وذلك بتدويرها بسرعة بحيث تكتسب قوة طاردة يتم الفصل على اساسها.

16 - chain reaction, nulear. **١٦ ـ التفاعل النووي المتسلسل.**

عبارة عن سلسلة التفاعلات التي تتفاعل فيها النيوترونات الناتجة عن تفاعلات الانشطار لاحداث انشطارات اخرى.

17 - Cladding **١٧ ـ غلاف الوقود**

عبارة عن الغلاف المحيط مباشرة بمادة الوقود وغالبا مايصنع من مواد معدنية.

18 - Condenser
١٨ ـ المكثف

عبارة عن مبادل حراري يتحول فيه البخار الى سائل بعد ان تستخلص منه الحرارة وذلك استخدام الماء للتبريد.

19 - Containment
١٩ ـ البناية الحاوية

هي البناية التي تجمع في داخلها موادا ومنتوجات غير اعتيادية وغالبا ماتكون موادا مشعة.

20 - Control
٢٠ ـ السيطرة

ان المعنى الواسع للسيطرة قد يشمل كافة نظم السيطرة على سير العمليات بأختلاف انواعها. اما السيطرة النيوترونية فهي امتلاك منظومة او نظام يتم بواسطة امتصاص كمية من النيوترونات وبذلك يمكن السيطرة على عددها في المفاعل وبالتالي السيطرة على درجة الحالة الحرجة للمفاعل وكذلك معامل زيادة عدد النيوترونات.K

21 - Control rods.
٢١ ـ اعمدة السيطرة (التثبيط)

وهي عبارة عن اعمدة حاوية على مواد مثبطة (تمتص النيوترونات) يمكن ان تدخل في قلب المفاعل (عند الحاجة) لغرض امتصاص الفائض من النيوترونات بغية السيطرة على فاعليته.

22 - Conversion
٢٢ ـ التحويل

هي العملية التي يتم فيها تحويل المادة الخصبة الى مادة انشطارية وذلك بتفاعلها مع النيوترونات. وقد يعني كذلك تحويل الوقود النووي الى نفايات مشعة او من صيغة كيمياوية الى اخرى.

23 - Conversion ratio
٢٣ ـ نسبة التحويل

النسبة بين عدد ذرات المادة الانشطارية المتكونة الى عددها الذي تم استهلاكه.

24 - Coolant
٢٤ ـ مائع التبريد

المائع الذي يستخدم لنقل الحرارة المتولدة في الوقود النووي وفي مفاعلات الماء الخفيف. وهو يقوم مقام المهديء للنيوترونات السريعة.

25 - Core
٢٥ ـ قلب المفاعل

المنطقة من المفاعل التي يوجد فيها الوقود وتحدث فيها التفاعلات النووية (على ان يكون تركيز الوقود فيها عاليا. بحيث لاتشمل الاغلفة الخارجية المحيطة الحاوية على مواد خصبة) وفيها اعلى كثافة للطاقة المتحررة.

26 - Critical mass
٢٦ ـ الكتلة الحرجة

اقل كتلة مطلوبة بتركيب معين لكي يحدث فيها تفاعل متسلسل وبتراكيز معينة من المواد الانشطارية.

27 - Critical size — **٢٧ ـ الحجم الحرج**

اقل حجم تصبح عنده كتلة المادة الحرجة على ان تكون بالشكل والتراكيز المناسبة.

28 - Ceiticality. — **٢٨ ـ الحالة الحرجة**

الحالة التي يكون عندها عدد النيوترونات (او الانشطارات) في تفاعل متسلسل ثابتا من جيل الى جيل.

29 - Cross- Section — **٢٩ ـ المقطع العرضي**

مقياس احتمالية حصول تفاعل بين جسمين لظروف معينة للمواد الداخلة والخارجة من التفاعل.

30 - decay, radioactive — **٣٠ ـ اضمحلال النشاط الاشعاعي**

العملية التي تتحول بها نواة بحالة معينة الى حالة اخرى ويرافق هذا التحول انبعاث اشعاع بشكل ينسجم مع قوانين حفظ الكتلة.

31 - decay heat — **٣١ ـ حرارة الاضمحلال**

الحرارة المتولدة عن اضمحلال النشاط الاشعاعي للمواد المشعة والتي هي بصورة مبدئية مكونة نواتج الانشطار.

32 - delayed neutrons — **٣٢ ـ النيوترونات المتأخرة**

النيوترونات المنبعثة بعد اضمحلال النشاط الاشعاعي. وبذلك فهي تظهر بعد حصول التفاعل الذي ولد النواة المشعة التي سينبعث منها جزء مقداره ß من النيوترونات المتأخرة.

33 - denaturing — **٣٣ ـ تقليل النقاوة**

عملية استراتيجية تعتمد في تقليل نقاوة المواد النووية لجعلها غير صالحة للاستخدامات غير السلمية وذلك بتقليل النقاوة النظيرية لتلك المواد.

34 - deplete — **٣٤ ـ تنضيب**

تقليل كمية المادة الانشطارية في الخليط النظيري وخاصة بالنسبة لليورانيوم.

35 - diffusion — **٣٥ ـ النفاذ**

هي العملية التي تحكم حركة الجزيئات من خلال معدل سرعتها الحرارية.

36 - dose — **٣٦ ـ الجرعة**

كمية الاشعاع التي يستقبلها الكائن الحي مقاسة بمقدار الطاقة الممتصة لوحدة الوزن من النسيج الممتص ووحداتها هي (الراد)—(rad)

37 - dose equivalent — **٣٧ ـ الجرعة المكافئة**

تمثل حاصل ضرب الجرعة ومقدار التأثير البايلوجي النسبي (relative bioloical effectiveness) لذلك النوع من الاشعاع ووحداتها هي (الرم)(rem).

38 - doubling time — **٣٨ ـ زمن المضاعفة**

الزمن الذي يستطيع المفاعل خلاله توليد مواد انشطارية اضافية مساوية الى كمية الوقود اللازمة لتشغيله.

39 - electron — **٣٩ ـ الالكترون**

جسيم ذري سالب الشحنة، كتلته تساوي ١/١٨٣٦ من كتلة البروتون (الموجب الشحنة).

40 - emergency Core Cooling system — **٤٠ ـ منظومة التبريد الاضطرارية (منظومة الطواريء للتبريد)**

وهي منظومة تبريد تستخدم طريقة الرش او الضخ في حالة فشل منظومة التبريد الاساسية الموضوعة في التصميم الهندسي.

41 - enrichment — **٤١ ـ التخصيب**

النسبة المئوية لذرات العناصر الانشطارية في الوقود لذلك فهي عملية زيادة تركيز إحدى النظائر وقد يكون اليورانيوم ـ ٢٣٥.

42 - Eta(η) — **٤٢ ـ ايتا**

عدد النيوترونات المتحررة من تفاعل نيوترون واحد مع نوع معين من الوقود.

43- event tree. — **٤٣ ـ شجرة الاحتمالة (شبكةالاحتمالية)**

منظومة منطقية لتحديد التوقعات وتتابعها واجراء حسابات احتمالية لكل من الخيارات المطلوبة.

44 - exclusion area — **٤٤ ـ المنطقة المعزولة**

المنطقة المحيطة بالمنشأة النووية والتي لايسمح للناس تجاوزها.

45 - exposure — **٤٥ ـ التعرض**

التعرض للاشعاع واخذ جرعة منه.

46 - fast neutrons. — **٤٦ ـ النيوترونات السريعة**

هي النيوترونات التي لم تتم تهدئتها وابطاؤها الى الطاقة الحرارية بل تبقى بنفس مستوى الطاقة الذي انتجت به عند الانشطار تقريبا.

٤٧ ـ المفاعل السريع — 47 - fast reactor

المفاعل الذي لايحتوي على مهديء للنيوترونات الناتجة عن الانشطار وذلك للاستفادة من الاعداد الكبيرة من النيوترونات والتي تتحرر بأستخدام النيوترونات السريعة في تفاعلات الانشطار.

٤٨ ـ شجرة الاحباط (الفشل) — 48 - fault tree

منظومة تحديد الاحتمالية وطرق فشل منظومة معينة وذلك بأعتماد تحديد اداء ومساهمة المنظومات الساندة الاخرى لهذا الاخفاق وهكذا الباقي للمنظومات الثانوية الى ان تصل الى الاجزاء التي تكون احتماليات فشلها معروفة.

٤٩ ـ ماء التغذية — 49 - feed Water

الماء القادم من المكثف ويستخدم بصورة اساسية في المجالات الحرارية.

٥٠ ـ النواة الخصبة — 50 - fertile nucleus

النواة التي اذا ماامتصت نيوترونا تولد ناتجا يضمحل مولدا نواة انشطارية.

٥١ ـ الانشطاري — 51 - fissile

المادة التي لها القابلية على الانشطار بتفاعلها مع نيوترون حراري.

٥٢ ـ التحميل الانشطاري — 52 - fissile loading

كمية المادة الانشطارية الموجودة في التحميل الاولى لوقود المفاعل.

٥٣ ـ النواة الانشطارية — 53 - fissile nucleus

النواة التي يمكن ان تحفز لتنشطر بتفاعلها مع نيوترون حراري.

٥٤ ـ الانشطار — 54 - fision

تقسيم النواة الثقيلة الى اجزاء اخف بالاضافة الى امكانية اطلاق جسيمات خفيفة مثل النيوترونات.

٥٥ ـ نواتج الانشطار — 55 - fission fagments(products)

النوى المتوسطة الكتلة الناتجة عن إنفلاق نواة ثقيلة وغالبا مايكون عددها اثنين او اكثر تنتج عن انشطار نواة ثقيلة واحدة.

56 - fissionable nucleus

٥٦ ـ النواة الانقسامية

النواة التي يمكن انِ تنشطر بتفاعلها مع نيوترون (ليس من الشرط ان يكون نيوترون حراري.).

57 - fuel

٥٧ ـ الوقود.

المادة التي لها القابلية على التفاعل المتسلسل (المستمر) وتشمل كلا من المواد الانشطارية والخصبة.

58 - fusion

٥٨ ـ الاندماج

عملية ربط النوى الخفيفة مع بعضها بتفاعل نووي لتكوين نوى اثقل. غالبا مايطلق على تفاعلات نظائر الهيدروجين مع بعضها.

59 - gamma rays

٥٩ ـ اشعة كاما

موجات كهرومغناطيسية ذات طاقة عالية تطلق نتيجة تفاعل نووي او اضمحلال نووي.

60 - half life

٦٠ ـ نصف العمر الفيزياوي

الزمن اللازم لاضمحلال النشاط الاشعاعي الى نصف قيمته (اضمحلال نصف عدد النوى المشعة).

61 - heat rate

٦١ ـ معدل التسخين

وهو عكس كفاءة المنظومة، غالبا مايعطي بالوحدات Btu / kwh (وحدة حرارية بريطانية / كيلوواط. ساعة)

62 - heavy metal

٦٢ ـ المعدن الثقيل

مجموعة العناصر المكونة لوقود المفاعل من يورانيوم وبلوتونيوم، وثوريوم ونواتجها من التفاعلات.

63 - «high gain»

٦٣ ـ الكسب العالي

يطلق على المفاعلات التي لها نسبة تحويل عالية.

64 - hat (cold) leg

٦٤ ـ الجزء البارد او الحار

جزء دورة التبريد الاولية التي يدخل فيها المائع باردا او يخرج حارا بعد مروره في وعاء المفاعل.

65 - Inconel

٦٥ ـ سبيكة الانكونيل

سبيكة معدنية من النيكل، الحديد والكروم، غالبا ماتستخدم اتضيع انابيب المبادل الحراري لمفاعلات الضغط العالي.

66 - initial Uranium requirement

٦٦ ـ الاحتياج الاولي لليورانيوم

كمية اليورانيوم الطبيعي مقاسة بالطن من U_3O_8 والتي يحتاجها المفاعل لتكوين التحميل الاولي في بداية تشغيله.

67 - Inventory, fuel

٦٧ ـ رصيد الوقود

كمية الوقود الموجودة في المفاعل والمرافق العائدة له بما في ذلك معامل اعادة معاملة الوقود.

68 - ionization

٦٨ ـ التأين

عملية تكوين جسيمين بشحنتين مختلفتين وغالبا ماتطلق على عملية نزع الالكترونات من الذرات او الجزئيات.

69 - isotope

٦٩ ـ النظير

ذرة من ذرات العنصر لها نفس العدد الذري وتختلف في الوزن الذري.

70- laser

٧٠ ـ الليزر

منظومة او مصدر ضوئي يولد ضوءا احادي الموجة وشدته عالية جدا بحزمة ضيقة.

71 - lif- time uranium requirment

٧١ ـ احتياج اليورانيوم طول فترة عمر المفاعل

كمية اليورانيوم الكلية (غالبا ماتقاس بآلاف الكيلوغرامات من U_3O_8) بالتركيز الطبيعي والتي يحتاجها المفاعل كوقود طيلة فترة عمر التشغيل، بما في ذلك كمية التحميل الاول واعادة التحميل.

72 - linear hypothesis (dose response)

٧٢ ـ افتراضية الاستجابة لتأثير الاشعاع.

الفرضية التي تقضي بأن للاشعاع مثل السرطان تعتمد خطيا على الجرعة المكافئة.

73 - linear Power

٧٣ ـ القدرة الخطية

غالبا ماتطلق على معدل توليد القدرة لكل وحدة من وحدات الطول لاعمدة الوقود.

74 - loss - of - Coolant accident LOCA **٧٤ ـ حادثة فقدان مائع التبريد**

احدى الحوادث ذات الاحتمالية الواطئة هي فقدان مائع التبريد في دورة التبريد الاولية.

75 - Low population Zone **٧٥ ـ المنطقة غير المأهولة بالسكان**

المنطقة المحيطة او القريبة من المنشآت النووية حيث تكون الكثافة السكانية قليلة وذلك لتأمين امكانات الاخلاء السريع في حالة وقوع حادثة.

76 - make up Uranium requirement **٧٦ ـ تعويض متطلبات اليورانيوم**

هي كمية اليورانيوم الطبيعيU_3O_8 المطلوبة لتوليد وقود جديد لاغراض اعادة التحميل الروتيني.

77 - maximum permissible **٧٧ ـ الحدود العليا للتراكيز المسموح بها**

اعلى تركيز من مادة مشعة معينة في الماء او الهواء والذي يحدد بحساب الجرعة المكافئة الناتجة عن تعرض العاملين (بحدود ٤٠ ساعة في الاسبوع) او عن تعرض الناس (على اساس ١٦٨ ساعة في الاسبوع).

78 - moderator **٧٨ ـ المهدىء**

هو المادة التي تستطيع تبطئة سرعة النيوترونات (تقليل طاقتها) وذلك بفقدانها قسم من طاقتها عند كل عملية تصادم (استطارة) مع ذرات المهدىء.

79 - multiplication factor **٧٩ ـ معامل الزيادة في عددالنيوترونات**

النسبة بين عدد النيوترونات او الانشطارات في جيلين متتاليين من التفاعل المتسلسل.

80 - net energy **٨٠ ـ صافي الطاقة**

كمية الطاقة التي يمكن استغلالها والاستفادة منها والتي تساوي كمية الطاقة المتولدة مطروحا منها كمية الطاقة المستهلكة.

81 - neutron **٨١ ـ النيوترون**

جسيمة نووية متعادلة الشحنة، هو احدى مكوني النواة وكتلته مساوية الى كتلة البروتون والذي هو المكون الثاني للنواة.

82 - neutron poison

٨٢ ـ السموم النيوترونية (مثبطات النيوترونات).

اي مادة من المواد عدا الوقود، لذلك فهي مواد لها القابلية على امتصاص النيوترونات، وقد تستخدم لاغراض السيطرة على فاعلية المفاعل (حالته الحرجة).

83 - nuclear steam supply system (NSSS)

٨٣ ـ المنظومة النووية المولدة للبخار

تشمل المفاعل والوحدات الملحقة والساندة والتي تسهم في توليد البخار (عن طريق استخدام الطاقة النووية) لتدوير المولدات الكهربائية.

84 - once - through fuel cycle

٨٤ ـ دورة الوقود بدون اعادة المعاملة

دورة الوقود في المنظومة النووية تعتمد على استخدام الوقود في المفاعل لمرة واحدة ولاتعاد معاملته.

85 - plant efficiency

٨٥ ـ كفاءة المعمل

في المنشأة النووية يمكن ان تعرف الكفاءة بأنها النسبة بين صافي الطاقة الكهربائية المستغلة والطاقة الحرارية التي تحررت في المفاعل او وعاء الغليان.

86 - plasma

٨٦ ـ البلازما

عبارة عن الغاز المئين الى ايونات الغاز الموجبة والكترونات.

87 - population dose

٨٧ ـ الجرعة السكانية

مجموع الجرع المكافئة لمجموعة من السكان (وحداتها شخص ـ رَم)

88 - Positron

٨٨ ـ البوزترون

عبارة عن الكترون موجب (مضاد الالكترون).

89 - power density

٨٩ ـ كثافة القدرة

كمية القدرة المتولدة بوحدة الحجوم من قلب المفاعل.

90 - pressurizer

٩٠ ـ وعاء الضغط

المنظومة التي تحافظ على الضغط العالي في دورة التبريد الاولية في مفاعلات الضغط العالي وضمن الحدود المخصصة لها.

91 - primary coolant system (loop)

٩١ ـ دورة التبريد الاولية

الدورة الكاملة التي ينتقل خلالها المائع المبرد لقلب المفاعل بصورة فعلية وتشمل الانابيب والاوعية والمضخات وبقية الاجزاء الملحقة الاخرى.

92 - Prompt neutrons

٩٢ ـ النيوترونات الانية

النيوترونات التي تتولد مع تفاعل الانشطار او اي تفاعل اخر مولد لها.

93 - Proton

٩٣ ـ البروتون

جسيم نووي موجب الشحنة وهو احد مكوني النواة الرئيسية وكتلته مساوية لكتلة النيوترون.

94 - Pump

٩٤ ـ المضخة

الماكنة التي تقوم بتدوير المائع، وقد يكون التدوير عنوة وليس انسابيا.

95 - quality

٩٥ ـ النوعية

النسبة الوزنية للبخار الموجود في ماء التبريد.

96 - radioactive

٩٦ ـ مشع

القابلية على الاضمحلال بصورة طبيعية مستمرة والتحول الى نواة او نظير اخر.

967 - reaction, nuclear

٩٧ ـ التفاعل النووي

التفاعل الذي يحصل بين اثنين او اكثر من النوى او الجسيمات النووية او الاشعة النووية والذي قد يؤدي الى تحولات نووية مثل الانشطار، الامتصاص او الاتسطارة.

98 - reactor

٩٨ ـ المفاعل

يتمثل المفاعل بمنطقة القلب والمناطق المحيطة بحيث تتولد الطاقة في منطقة الوقود من جراء التفاعلات النووية.

99 - reactor vessel

٩٩ ـ وعاء المفاعل

الوعاء الذي يحوي قلب المفاعل النووي (الوقود) او الكتلة الحرجة وقد يكون مصنوعا من الحديد (مفاعلات الضغط) او الكونكريت المقوى في حالات الضغط الواطىء.

100 - recycle

١٠٠ ـ اعادة استخدام الوقود المستخلص (التكرير) (التنشيط).

استخلاص المواد النووية المفيدة من الوقود المحترق واعادة استخدامه في تصنيع الوقود الجديد.

101 - refill　١٠١ ـ الملىء

الفترة التي بعد ان يفقد مفاعل الماءالخفيف ماء التبريد والتي خلالها يضخ الماء الى الوعاء الى حين ان يصل الى اسفل قلب المفاعل.

102 - reflector　١٠٢ ـ العاكس

المادة التي توضع حول قلب المفاعل او حول الغلاف الخارجي المحيط بقلب المفاعل (والحاوي على المادة الخصبة) والتي لها القابلية على عكس النيوترونات المتسربة خارجا واعادتها الى قلب المفاعل وبذلك تقلل من الحاجة الى كتلة من الوقود وذلك لانها ترفع اقتصادية النيوترونات.

103 - reflood　١٠٣ ـ الغمر

بعد ان يفقد المفاعل الماء الخفيف ماء التبريد وبعد عملية الملىء (التي يضخ فيها الماء الى حد اسفل القلب) تبدأ عملية الغمر وهي ايصال حد الماء الى اعلى القلب (اي غمر قلب المفاعل او الوقود كليا بالماء.

104 - reprocessing　١٠٤ ـ اعادة معاملة الوقود

تشمل عمليات الاذابة واستخلاص المواد المفيدة من الوقود المحترق وكذلك عمليات التحويل الكيمياوية والفيزياوية الملحقة بها.

105 - resomance　١٠٥ ـ الرنين

ارتفاع حاد في قيمة المقطع العرضي للتفاعل كدالة للطاقة لتفاعل معين.

106 - resonance capture　١٠٦ ـ رنين الاقتناص
(رنين الامتصاص)

اقتناص النيوترون عندما يكون ضمن مدى طاقة الرنين.

107 - Scram　١٠٧ ـ الاخماد

ايقاف كافة التفاعلات النووية بصورة سريعة ومفاجئة وذلك بأدخال مواد مثبطة تمتص النيوترونات وتوقف التفاعل المتسلسل.

108 - separative work　١٠٨ ـ جهد الفصل

مقياس للكمية التي اجري التخصيب لها في مفاعل التخصيب وتقاس بوحدات الكيلوغرام.

109 - slow netrons　١٠٩ ـ النيوترونات البطيئة

وهي النيوترونات المهدءة الى حدود مقاربة من الطاقة الحرارية (١/٤٠ ev).

110 - steam generator (boiler) **١١٠ ـ مولد البخار**

مبادل حراري يتولد منه البخار نتيجة الطاقة المنقولة له عن طريق مائع التبريد في الدورة الاولية او الدورة الثانوية.

111 - tails **١١١ ـ الجزء المستنفذ**

المتبقي من كل عملية استخلاص لمادة معينة كما في حالة تخصيب اليورانيوم فأن نهاية الجزء المنضب تمثل الجزء المستنفذ ويعامل كنفايات.

112 - tails percentage (enrichment) **١١٢ ـ نسبة الاستفادة**

نسبة اليورانيوم ـ ٢٣٥ في نهاية الجزء المنضب من سلسلة التخصيب والتي قد تبلغ حوالي ٢, ٠٪ ـ ٣, ٠٪.

113 - thermal efficiency **١١٣ ـ الكفاءة الحرارية**

كمية الطاقة الكهربائية المتولدة نسبة الى كمية الطاقة الحرارية المتولدة في المفاعل.

114 - thermal energy **١١٤ ـ الطاقة الحرارية**

يمكن ان تعني الحرارة او معدل الطاقة التي تمتلكها الجسيمات التي في حالة توازن حراري مع المحيط وفي درجة حرارة الغرفة والتي تبلغ ١/٤٠ الكترون فولت تقريبا.

115 - thermal reactor **١١٥ ـ المفاعل الحراري**

مفاعل انشطاري تهديء فيه النيوترونات الانشطارية الى مستوى الطاقة الحرارية وذلك لزيادة المقطع العرضي او احتمالية التفاعل.

116 - transuranics **١١٦ ـ العناصر فوق اليورانيوم**

العناصر التي وزنها الذري اكبر من الوزن الذري لليورانيوم (٩٢).

117 - turbo generator **١١٧ ـ المولد التوربيني**

الماكنة التي تعمل بقوة البخار (احيانا تستخدم الغاز) حيث يتمدد فيها البخار مؤديا شغلا ميكانيكيا يدور مولدا كهربائيا.

118 - waste disposal **١١٨ ـ ردم النفايات**

عملية ردم النفايات المشعة بما فيها نواتج الانشطار في مواقع خاصة لذلك ولفترات زمنية طويلة.

۱۱۹ ـ اشعة س (الاشعة السينية) **119 - X - rays**

موجات كهرومغناطيسية متوسطة الطاقة غالبا ماتطلق اثناء التحولات الذرية.

۱۲۰ ـ الكيك الاصفر **120 - yellow cake**

منتوج اليورانيوم من خاماته ويكون على شكل U_3O_8

۱۲۱ ـ سبيكة الزكونيوم **121 - Zircaloy**

سبيكة من الزركونيوم تصنع منها اغلفة اعمدة الوقود في المفاعلات المبردة بالماء لأيصالها الجيد للحرارة وقلة امتصاصها للنيوترونات.

متاح للتحميل ضمن مجموعة كبيرة من المطبوعات من صفحة
مكتبتي الخاصة
على موقع ارشيف الانترنت
الرابط
https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

IRAQI ATOMIC ENERGY COMMISSION
INFORMATION CENTER
TECHNICAL LIBRARY

رقم الايداع في المكتبة الوطنية ببغداد ١٢٠٤ لسنة ١٩٨٧

عيسى يوسف الكوبشي

متاح للتحميل ضمن مجموعة كبيرة من المطبوعات من صفحة
مكتبتي الخاصة
على موقع ارشيف الانترنت
الرابط
https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

https://archive.org/details/@hassan_ibrahem

منشورات منظمة الطاقة الذرية العراقية
قسم الاعلام والنشر
للمراسلات :ـ صندوق بريد ٧٦٥ بغداد

طبع الدار العربية ـ بغداد